

JAERI - M  
86-178

第3回「原子力におけるソフトウェア開発」  
研究会報告集

1986年12月

原子力コード研究委員会  
炉物理研究委員会  
(編) 高野 秀機・藤井 実

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division  
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-  
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷(株)

第3回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会報告集

日本原子力研究所東海研究所原子力コード研究委員会  
炉物理研究委員会

(編) 高野秀機・藤井 実

(1986年11月6日受理)

本報告書は、昭和61年9月10～11日に、日本原子力研究所東海研究所において開催された第3回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会での発表論文の内容を収録したものである。研究会は原子力コード研究委員会と炉物理研究委員会の共催によって行われた。本研究会での発表論文の概要は、(1)高転換軽水炉の炉物理実験と解析、核特性ベンチマーク計算と熱水力特性解析、(2)三次元輸送コードのベンチマーク問題、(3)データ・ベースと知識工学の原子力分野における応用、(4)新世代大型コンピュータ開発プロジェクトに関するものである。

---

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2の4

プログラム・組織委員会：松浦祥次郎，金子義彦，石黒幸雄，高野秀機，中川正幸

佐野川好母，浅井 清，石黒美佐子，藤井 実

Proceedings of the Third Seminar  
on Software Development in Nuclear Energy Research

Nuclear Code Committee  
and Committee on Reactor Physics  
(Eds.) Hideki TAKANO and Minoru FUJII

Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 6, 1986)

These proceedings are the compilations of papers presented at the Third Seminar on Software Development in Nuclear Energy Research held at Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), September 10 - 11, 1986. The seminar was organized in cooperation with Japanese Nuclear Code Committee (JNCC) and Japanese Committee on Reactor Physics (JCRP). The topics of seminar included the invited papers on the subjects: (1) Reactor physics experiments and analyses, the benchmark calculations on nuclear characteristics and the thermal-hydraulics on high conversion light water reactors, (2) Benchmark problems for three-dimensional transport codes, (3) Applications of data base and knowledge engineering to nuclear engineering field and (4) Projects for new generation computer system development.

Keywords: Software, High Conversion Light Water Reactor, Benchmark, Reactor Physics Experiment, Three-Dimensional Transport Code, Data Base, Knowledge Engineering, New Generation Computer, High Speed Computer

Programme and Organizing Committee

S. Matsuura, Y. Kaneko, Y. Ishiguro, H. Takano, M. Nakagawa,  
K. Sanokawa, K. Asai, M. Ishiguro, M. Fujii

## 目 次

1. 開会の辞 .....	1
佐野川好母 (原子力コード研究委員会委員長)	
2. 高転換軽水炉 .....	2
座長: 飯島俊吾 (日本原子力事業)	
2.1 炉特性解析計算コードのベンチマーク .....	2
鈴木勝男, 佐治悦郎, 覚張和彦 (三菱原子力工業)	
秋江拓志, 高野秀機, 石黒幸雄 (原研)	
2.2 FCAにおける臨界実験と解析 .....	32
大杉俊隆, 大野秋男, 吉田弘幸 (原研)	
座長: 金子義彦 (原研)	
2.3 稠密格子軽水炉の炉物理実験と理論解析 .....	45
Rakesh Chawla (スイス連邦原子力研究所)	
座長: 秋山美映 (三菱原子力工業)	
2.4 高転換沸騰水炉の熱水力特性 .....	101
角山茂章 (日本原子力事業)	
座長: 竹田敏一 (阪大)	
3. 三次元輸送コードのベンチマーク問題の提案 .....	115
藤村統一郎, 笹本宣雄, 小手川洋 (原研)	
4. データ・ベース .....	141
座長: 菊池康之 (原研)	
4.1 KUCAにおける炉物理実験のデータ・ベース(I) .....	141
市原千博, 藤根成勲, 林 正俊 (京大炉)	
若松 進 (名大)	
4.2 KUCAにおける炉物理実験のデータ・ベース(II) .....	161
若松 進, 仁科浩二郎 (名大)	
4.3 原子炉安全にかかわるデータ・ベースの開発 .....	176
一確率論的安全評価および事故故障の情報分析評価のための手法開発の一環として一	
小林健介, 及川哲邦, 渡辺憲夫, 泉 文男, 樋口澄則 (原研)	
5. 知識工学 .....	192
座長: 松浦俊彦 (ファコム・ハイタック)	
5.1 原子力用ロボットのソフトウェア開発の課題 .....	192
篠原慶邦 (原研)	
5.2 原子力分野での研究事例 .....	201
小林康弘, 木口高志, 木下光夫, 丹治順一, 満田 透, 和田 裕 (日立エネルギー研)	

元田 浩, 福西宏有 (日立基礎研)

好永俊昭 (日立工場)

座長: 浅井 清 (原研)

6. 日本における「新世代計算機システムに向けて」のプロジェクト ..... 220  
弓場敏嗣 (電総研)
7. 閉会の辞 ..... 247  
金子義彦 (炉物理研究委員会委員長)

## CONTENTS

1. Opening Address .....	1
Konomo Sanokawa (Chairman of Japanese Nuclear Code Committee)	
2. High Conversion Light Water Reactor .....	2
Chairman: S. Iijima (NAIG)	
2.1 Benchmark Calculation of Nuclear Design Code for HCLWR .....	2
Katsuo Suzuki, Etsuro Saji, Kazuhiko Gakuhari (MAPI)	
Hiroshi Akie, Hideki Takano and Yukio Ishiguro (JAERI)	
2.2 Critical Experiment and Analysis at FCA .....	32
Toshitaka Osugi, Akio Ohno and Hiroyuki Yoshida (JAERI)	
Chairman: K. Kaneko (JAERI)	
2.3 Reactor Physics Experiments and Theoretical Investigations	
for Tight Lattice Light Water Reactors .....	45
Rakesh Chawla (EIR)	
Chairman: M. Akiyama (MAPI)	
2.4 Thermal-hydraulics of High Conversion Boiling Water Reactor .....	101
Shigeaki Tsunoyama (NAIG)	
Chairman: T. Takeda (Osaka University)	
3. Proposal of Benchmark Problems for Three-dimensional Transport Codes ..	115
Toichiro Fujimura, Norio Sasamoto and Hiroshi Kotegawa (JAERI)	
4. Data Base .....	141
Chairman: Y. Kikuchi (JAERI)	
4.1 A Data Base for Reactor Physics Experiments at KUCA (I) .....	141
Chihiro Ichihara, Masatoshi Hayashi, Shigenori Fujine (KURRI)	
and Susumu Wakamatsu (Nagoya University)	
4.2 A Data Base for Reactor Physics Experiments at KUCA (II) .....	161
Susumu Wakamatsu and Kojiro Nishina (Nagoya University)	
4.3 Development of Several Data Bases Related to Reactor Safety	
Research Including Probabilistic Safety Assessment and	
Incident Analysis at JAERI .....	176
Kensuke Kobayashi, Tetsukuni Oikawa, Norio Watanabe, Fumio Izumi	
and Suminori Higuchi (JAERI)	
5. Knowledge Engineering .....	192
Chairman: T. Matsuura (FHL)	
5.1 Problems in Software Development for Nuclear Robotics .....	192
Yoshikuni Shinohara (JAERI)	

5.2	Application of Knowledge Engineering to Nuclear Engineering	.....	201
	Yasuhiro Kobayashi, Takashi Kiguchi, Mitsuo Kinoshita, Junichi Tanji, Tooru Mitsuta, Hiroshi Wada (ERL, Hitachi) Hiroshi Motoda and Hiroari Fukunishi (BRL, Hitachi) and Toshiaki Yoshinaga (HF, Hitachi)		
	Chairman: K. Asai (JAERI)		
6.	Towards New Generation Computing Systems - Japanese National Projects - .....		220
	Toshitsugu Yuba (ETL)		
7.	Closing Address .....		247
	Yoshihiko Kaneko (Chairman of Japanese Committee on Reactor Physics)		



## 1. 開 会 の 辞

佐野川好母（原子力コード委員会委員長）

原子力コード研究委員会と炉物理研究委員会が協力して開催する「原子力におけるソフトウェア開発研究会」は、今回が3回目となります。原子力コード研究委員会は昭和38年、炉物理研究委員会は昭和42年に発足して現在に至っているわけではありますが、日本における原子力の開発研究も既に30年が経過し、原子力に関するソフトウェアも当初から比べますと隔世の進歩を遂げたことは誰の目にも疑いのないことであろうと思います。

原子炉の設計、建設は言うに及ばず、炉物理、炉工学、安全性、その他基礎的現象の記述もシミュレーション手法の発展と相まって、その進歩は目ざましく、コンピュータは、ある意味では理想化された実験装置と言っても過言ではないでしょう。シミュレーションは、コンピュータによる可視化であり、膨大な計算結果を視覚に訴えて一目で理解できるようになったのも大変な進歩と言えます。

しかし、一方では、モデル化には限界があり、実際の現象の記述には未だしのものも多くありますし、現象の詳細化を行って膨大な計算を行っても、長年の実験で工学的に得られている経験則とあまり変わらないこともある、つまり実験の重要性を再認識させうることもしばしばあります。また、ある分野の工学的計算は、時間が掛かるばかりで、実験の方が手取り早いこともあります。しかし、実験ではその現象の本質が何であるかということ把握することが難しいこともあってパラメータ・サーベイが簡単にできるコンピュータ計算の重要性は、決して変ることはありません。そういう意味で、特に三次元計算を必要とする現象に関する演算の超高速化に対する要望はますます強くなっております。

また、原子力分野では放射線、放射能を仲介とした巨大複雑化システム、自然環境と人間・生物系とのかかわり合いが問題となりますし、更に第5世代コンピュータの必要性もますます強くなっていくことと思います。つまり、知識工学、ロボット工学などの分野から新しい考えを積極的に導入していくことが必要であろうと思います。

今日の研究会では、このような議題も取り上げられているようですし、原子力コード研究委員会、炉物理研究委員会の今後の発展のためにも、この2日間の研究会を有意義な討論の場として活用していただくことを心から願ひまして、私の開会のご挨拶と致します。

## 2. 高転換軽水炉

### 2.1 炉特性解析計算コードのベンチマーク

鈴木勝男, 佐治悦郎, 覚張和彦  
 三菱原子力工業㈱  
 秋江拓志, 高野秀機, 石黒幸雄  
 日本原子力研究所

高転換軽水炉の格子セル計算においては、格子の稠密性の故に、計算方法や核データライブラリーに依存して核設計パラメータの計算値に大きな差が出る。このような計算の精度は臨界実験による測定結果との比較により評価される。しかし、稠密格子の臨界実験の数が必ずしも多くない現状においては、格子パラメータの広範囲を網羅した検討のために、また核設計パラメータの燃焼度依存性の精度の検討のためにはベンチマーク計算は非常に有効である。そこで、原研が SRAC を、三菱が WIMS-E を使用したベンチマーク計算を実施した。設定された問題の格子範囲は非常に稠密な格子から現行 PWR の格子までの広いものである。実効増倍率、転換率及び各核種の反応率等について燃焼及びボイド率への依存性も含めて計算結果の比較を行った。稠密格子の方が両者の結果の差は大きい、それでも差は実効増倍率で 1.4% であり、ルーズな格子になるに従って差は小さくなる。この差の主な要因は共鳴エネルギー領域における U-238 の中性子吸収率にある。その他の核設計パラメータについても差とその要因が把握された。

#### 2.1 Benchmark Calculation of Nuclear Design Code for HCLWR

Katsuo Suzuki, Etsuro Saji, Kazuhiko Gakuhari

Mitsubishi Atomic Power Industries, INC.

Hiroshi Akie, Hideki Takano and Yukio Ishiguro

Japan Atomic Energy Research Institute

In the calculation of the lattice cell for High Conversion Light Water Reactors, big differences of nuclear design parameters appear between the results obtained by various methods and nuclear data libraries. The validity of the calculation can be verified by the critical experiment. The benchmark calculation is also efficient for the estimation of the validity in wide range of lattice parameters and burnup, as we do not have many measured data. The benchmark calculations were done by JAERI and MAPI, using SRAC and WIMS-E respectively. The problem covered the wide range of lattice parameters, i.e., from tight lattice to the current PWR lattice. The comparison was made on the effective multiplication factor, conversion ratio, and reaction rate of each nuclide, including burnup and void effects. The difference of the result is largest at the tightest lattice. But even at that lattice, the difference of the effective multiplication factor is only 1.4%. The main cause of the difference is the neutron absorption rate U-238 in resonance energy region. The difference of other nuclear design parameters and their cause were also grasped.

## 1. はじめに

高転換型軽水炉はプルトニウム利用の一形態として、ここ数年間で特に注目されてきた。この炉心の基本的な特徴は、燃料ペレットに対する水減速材の体積比が現行 PWR の約 2.0 から 0.7 ~ 1.0 程度にまで小さくなることである。これは燃料棒配列を現行の正方格子から稠密六方格子に変更することにより可能となる。このため中性子が減速される程度が弱まり、中性子エネルギースペクトルの重要領域が熱中性子領域からより高い共鳴エネルギー領域に移行する。共鳴エネルギー領域では  $^{238}\text{U}$  と  $^{240}\text{Pu}$  の共鳴吸収が大きいので、これらの親物質から  $^{239}\text{Pu}$  及び  $^{241}\text{Pu}$  の核分裂性物質への転換が大きくなる。この転換率が高いという特徴のために、高転換型軽水炉は FBR へのつなぎや FBR との共存等の役割を担うことも期待されている。

しかし、炉心設計は現行軽水炉よりも格段に難しくなる。その理由として、負の冷却材ボイド反応度の大きさが小さいこと、冷却材中のほう素の反応度効果が小さいこと等が挙げられるが、最大のもは核計算の予測精度自身が悪くなるということである。これは高転換型軽水炉では、高い割合の中性子反応が共鳴エネルギー領域で起ることに起因している。例として本ベンチマーク計算の結果を Fig. 1 に示す。ボイド率 0% の場合、核分裂反応の 60% は共鳴エネルギー領域で起っている。共鳴エネルギー領域は、実効断面積の計算や核データ評価のうえで、非常に複雑な取扱いを必要とする領域である。

このような体系の核計算精度を検証するための臨界実験が最近実施されているが、プルトニウムを使用した体系で現在のところ結果が公表されているものは、スイスの EIR の PROTEUS 炉施設での部分臨界実験のみである。<sup>1)</sup> この実験データは非常に貴重なものであるが、このデータだけでは対象とする格子体系の範囲は限られたものであり、また燃焼依存性を扱うことができない。これを補うものとして高転換型軽水炉のベンチマーク計算がある。

本稿はこのベンチマーク問題を、原研が SRAC<sup>2)</sup> を使用し、MAPI が WIMS-E<sup>3)</sup> を使用して解析した結果の比較を行うものである。なお、ここで扱った問題の一部を原研が国際的なベンチマーク問題として提案しており、多くの機関の参加が望まれる。

## 2. ベンチマーク問題の設定

ベンチマーク問題の仕様を Table 1 及び Fig. 2 に示す。具体的な原子数密度のデータを Table 2 に示す。また、その他の計算条件を Table 3 に示す。これらの問題設定に当たっての基本的な考え方を次に示す。

- (1) 減速材対燃料の体積比（以下  $V_m/V_f$  と称する）が、超稠密格子の 0.6 から現行 PWR 並みの 2.0 までの広範囲の格子について、核特性パラメータの燃焼度依存性及び減速材ボイド率への依存性を比較する。
- (2) プルトニウム富化度は  $V_m/V_f$  が小さい格子で高くする。これは稠密格子での可能燃焼度の低下を補うことを考慮したものである。
- (3) ボイド率依存性を比較するためのボイド率として、0、90 及び 100% の 3 点を選択した。中間点として約 50% ボイドではなく、あえて 90% を選んだ理由は、約 50% ボイドでの反応率のエ

エネルギー分布は0%ボイドでの分布にかなり近く、0%ボイドと100%ボイドの中間的なエネルギー分布は約90%のボイド率で現われると予想されたからである。Fig. 1の結果からも、この傾向が見られる。

- (4) 被覆管材質による差異を検討するために、ジルカロイの場合とステンレス鋼の場合を  $V_m/V_f = 0.8$  のケースに含める。又、 $V_m/V_f = 0.6$  の超稠密のケースではステンレス鋼被覆とする。
- (5) 比較は次のような項目について実施する。
- a)  $k_{eff}$  及び転換率
  - b) 0 及び 52,000 MWd/t での各核種の反応率及び実効断面積の1群及び3群縮約結果。ただし、反応率は全中性子吸収率を1.0に規格化した値とする。

### 3. 核データ及び計算モデル

SRAC と WIMS-E の解析において使用された核データ及び計算モデルを Table 4 にまとめた。本表より両者の計算結果に差異を生み出し得る主な違いは、核データ及び実効共鳴断面積計算法にあると言える。

### 4. 基本体系の比較

本章ではボイド率が0%の基本体系での非燃焼時及び燃焼時の解析結果の比較について述べる。ボイド率依存性については次章で述べる。

#### 4.1 実効増倍率と転換率の比較

ジルカロイ被覆管の場合の  $V_m/V_f = 0.8$  から 2.0 までの各ケースについて実効増倍率及び転換率の燃焼に伴う変化の比較を Fig. 3 から Fig. 6 に示す。なお、 $V_m/V_f = 0.8$  の SUS 被覆管の場合の比較を Fig. 7 に示す。

実効増倍率はいずれのケースも燃焼初期で WIMS-E の方が大きく、燃焼の進行に伴い差が縮小又は逆転する。寿命初期における実効増倍率の差の  $V_m/V_f$  への依存性を Fig. 8 に示す。同図でボイド率が0%の場合、 $V_m/V_f$  が小さい程、実効増倍率の差は大きくなる。例えば  $V_m/V_f = 1.4$  では差は  $0.7\% \Delta k$  であるが、 $V_m/V_f = 0.8$  では差は  $1.4\% \Delta k$  である。52000 MWd/t における実効増倍率の差の  $V_m/V_f$  への依存性を Fig. 9 に示す。差の傾向は寿命初期の場合と同じである。

転換率は Fig. 3 から Fig. 7 に示すいずれのケースにおいても WIMS-E の方が小さく、差は燃焼を通じてほぼ一定である。このために、実効増倍率の燃焼に伴う減小が WIMS-E の方が速くなっている。寿命初期における転換率の差の  $V_m/V_f$  への依存性を Fig. 10 に示す。 $V_m/V_f$  が小さい程、転換率の差は大きくなる。例えば  $V_m/V_f = 1.4$  では差は  $-0.025$  であるが、 $V_m/V_f = 0.8$  では  $-0.035$  である。

実効増倍率と転換率の差異の内訳となる反応率の比較を次節で述べる。

## 4.2 反応率の比較

0 MWd/tにおけるWISM-EとSRACの反応率の差の $V_m/V_f$ への依存性を、差が比較的大きな核種についてFig.11に示す。以下、反応率は全中性子吸収率を1.0に規格化したものである。また、 $V_m/V_f = 0.8$ のケースはジルカロイ被覆管の場合の結果を示している。反応率の差が特に大きいものは $^{238}\text{U}$ の中性子吸収率と $^{239}\text{Pu}$ の中性子生成率である。WISM-Eの反応率は前者において小さく、後者において大きくなっており、また両コードによる差は $V_m/V_f$ が小さくなるに従って拡大している。また、 $^{239}\text{Pu}$ の中性子吸収率においてはWISM-Eの方が大きくなっており、差は $V_m/V_f$ に余り依存しない。以上が実効増倍率及び転換率の両コードによる差の主な原因である。また、 $V_m/V_f$ が小さい格子のケースでは $^{241}\text{Pu}$ の中性子生成率や $^{238}\text{U}$ の中性子生成率の差も実効増倍率の差の要因となる。一方、 $V_m/V_f$ が大きい格子では、転換率の差異の原因のうち、 $^{240}\text{Pu}$ の中性子吸収率が重要となってくる。

これらの反応率について、更に詳細に比較するため、Fig.12及びFig.13にエネルギー依存の反応率の差を示す。ここで、 $\frac{1}{3}$ ,  $\frac{2}{3}$ ,  $\frac{3}{3}$ は3群縮約の高速領域、共鳴エネルギー領域、熱中性子領域を表し、 $\frac{1}{1}$ はこれらの和、すなわち1群縮約の値を表わす。これらの図から、 $^{238}\text{U}$ の中性子吸収率、 $^{239}\text{Pu}$ の中性子生成率及び吸収率の大きな差異は主に共鳴エネルギー領域での差異に支配されていることがわかる。また、 $V_m/V_f$ が小さな格子では高速領域の $^{238}\text{U}$ 中性子生成率、熱中性子領域の $^{239}\text{Pu}$ 中性子生成率、共鳴エネルギー領域の $^{241}\text{Pu}$ の中性子生成率の差異も目立つ。また、 $^{240}\text{Pu}$ については示していないが、Fig.11よりルーズな程、差が大きくなっており、これは1eV付近の共鳴吸収の評価の差に起因するものと考えられる。

## 4.3 断面積の比較

前節で、 $V_m/V_f$ が小さな格子での実効増倍率の差の主要な要因は共鳴エネルギー領域での $^{238}\text{U}$ 中性子吸収率及び $^{239}\text{Pu}$ の中性子生成率であることがわかったが、これらに関係する実効断面積の比較を $V_m/V_f = 0.8$ の格子についてFig.14に示す。 $^{238}\text{U}$ の吸収断面積に関しては共鳴エネルギー領域において、WISM-Eの値はSRACの値より約8%小さくなっている。無限希釈共鳴積分は殆んど等しいこと、及びSRACにおける計算手法間の比較等から、 $^{238}\text{U}$ の実効吸収断面積の差異を生じる原因は共鳴エネルギー領域のスペクトル計算法の違いにあると考えられる。

また、 $^{239}\text{Pu}$ の核分裂断面積に関しては共鳴エネルギー領域において、WISM-Eの値はSRACの値より約6%大きくなっている。無限希釈共鳴積分の比較では、WISM-Eの方が約14%大きい。が、 $^{239}\text{Pu}$ の実効核分裂断面積の差異を生じる原因は未だ解明していない。

## 4.4 被覆管材質による差異

被覆管材質による差異を見るために、 $V_m/V_f = 0.8$ の格子においてはジルカロイ被覆管とSUS被覆管の解析を行った。実効増倍率及び転換比の燃焼に伴う変化の比較はジルカロイ被覆管の場合にはFig.3に、SUS被覆管の場合にはFig.7に示されている。両コードによる差異は被覆管材質が変わっても殆んど同じである。このことはFig.8及びFig.10のボイド率0%のケースの比較からも明らかである。なお、Fig.8からボイド率が90%及び100%の場合には実効増倍率の差異に被覆管材質の影響が若干現われている。

#### 4.5 燃焼による変化

前に述べたように、WIMS-Eの方が $^{238}\text{U}$ の中性子吸収率が小さく、転換率が小さいので、 $^{239}\text{Pu}$ の生成量が小さい。したがって、実効増倍率の燃焼に伴う減少はWIMS-Eの方が速くなっている。 $^{239}\text{Pu}$ の数密度の燃焼に伴う変化を $V_m/V_f = 0.8$ の格子についてFig.15に示す。WIMS-Eの方が $^{239}\text{Pu}$ の数密度が速く減少することが示されている。なお、同じ格子のプルトニウム組成の変化をFig.16に示す。組成の差はそれ程大きなものではない。

### 5. ボイド反応度特性の比較

本章では実効増倍率及び反応率の減速材ボイド率への依存性の比較について述べる。

#### 5.1 実効増倍率の比較

各格子の寿命初期及び52000 MWd/t時点での実効増倍率のボイド率への依存性の比較をFig.17からFig.22へ示す。全てのケースにおいて、ボイド率0から90%ではWIMS-Eの方が大きな実効増倍率を与える。これに対し、ボイド率100%では逆に全てのケースにおいてWIMS-EはSRACよりも小さな実効増倍率を与える。WIMS-EとSRACの実効増倍率の差を $V_m/V_f$ に対してプロットしたものは寿命初期についてFig.8に、52000 MWd/tについてはFig.9に示されている。これらの図からもボイド率100%において差が逆転している様子がわかる。なお、実効増倍率の差はボイド率0%においては $V_m/V_f$ に対する依存性が大きい、90%及び100%においてはその依存性は小さい。

#### 5.2 反応率の比較

実効増倍率の差異のボイド率100%での逆転の原因を追求するために反応率を比較検討した。 $V_m/V_f = 0.6$ 、0 MWd/tにおいて、実効増倍率の差異の挙動に与える影響が大きな核種の反応率の差をFig.23に示す。ボイド率が90%から100%での実効増倍率の逆転の原因は、 $^{238}\text{U}$ の中性子吸収率の差及び $^{241}\text{Pu}$ の中性子生成率の差の正負逆転、 $^{242}\text{Pu}$ の中性子生成率の差の拡大、及び $^{239}\text{Pu}$ の中性子生成率の差の縮小である。これらの反応率の挙動を更に詳細に見るために、Fig.24及びFig.25にエネルギー依存の反応率の差を示す。また、Fig.26及びFig.27には3群縮約の実効断面積の比較を示す。これらの図から各反応率の差の挙動の要因に関し以下のことが言える。

まず、 $^{238}\text{U}$ の中性子吸収率の差がボイド率90%から100%で負から正に逆転するのは高速領域での中性子吸収率がWIMS-Eにおいて大きく、ボイド率の増大に伴いこの領域が支配的となるためである。なお $^{238}\text{U}$ の共鳴エネルギー領域での実効断面積の差が大きいことは前に述べたが、高速領域での差も比較的大きくなっている。

次に $^{241}\text{Pu}$ の中性子生成率の差がボイド率90%から100%で負から正に逆転するのは、共鳴エネルギー領域での中性子生成率の差の逆転による。 $^{241}\text{Pu}$ の共鳴エネルギー領域での中性子生成断面積の比較を見ると断面積の差はボイド率0%で大きく、ボイド率増大に伴い減少していることから、断面積の差は共鳴エネルギー領域の比較的低エネルギー側で大きくなっているものと推

定される。

$^{242}\text{Pu}$  の中性子生成率の差は勿論高速領域で生じるが、WIMS-E では  $^{242}\text{Pu}$  の核分裂断面積が無いので、SRAC との差が直接現われ、ボイド率の増加に伴い差が拡大する。

最後に、 $^{239}\text{Pu}$  の中性子生成率の差がボイド率90%から100%で減少するのは共鳴エネルギー群での中性子生成率の差の減少に支配されたものである。 $^{239}\text{Pu}$  の共鳴エネルギー領域での中性子生成断面積の比較を見ると断面積の差は各ボイド率において比較的大きいが、ボイド率増加により共鳴エネルギー領域の寄与が小さくなるので中性子生成率の差が縮小したものと考えられる。

なお、52000 MWd/t における反応率の差異も、OGWd/t と概ね同じ傾向である。

## 6. まとめ

$V_m/V_f$  が0.6から2.0までの広い範囲にわたるベンチマーク問題に対し、WIMS-E と SRAC による解析結果を比較した。

通常運転時の実効増倍率はいずれのケースも燃焼初期で WIMS-E の方が大きく、燃焼の進行に伴い差が縮小又は逆転する。実効増倍率の差は  $V_m/V_f$  が大きな格子では小さいが  $V_m/V_f$  が小さくなるに従って大きくなる。しかし、 $V_m/V_f = 0.8$  の格子でもその差は高々 1.4%  $\Delta k$  である。この差の主な原因としては  $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収断面積の差が挙げられ、さらに  $^{239}\text{Pu}$  の共鳴エネルギー領域での核分裂断面積の差も無視できない。

転換率は WIMS-E の方が小さく、差は燃焼を通してほぼ一定である。転換率の差も  $V_m/V_f$  が小さくなるに従って大きくなる。 $V_m/V_f = 0.8$  では WIMS-E の転換率の方が 0.035 小さい。この差の主な原因は  $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収断面積にあるが、 $^{239}\text{Pu}$  の共鳴吸収の差も無視できない。

ボイド率を大きくした解析では、ボイド率0から90%においては WIMS-E の方が大きな実効増倍率を与える。これに対しボイド率100%では逆に WIMS-E は SRAC よりも小さな実効増倍率を与える。ボイド率が90%から100%の間で実効増倍率が逆転する原因として、 $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収断面積の差を打消して高速領域の吸収断面積の差が大きくなること、 $^{241}\text{Pu}$  の共鳴核分裂断面積の差の縮小、 $^{242}\text{Pu}$  の高速核分裂断面積の差の拡大、および  $^{239}\text{Pu}$  の共鳴核分裂の差の縮小が挙げられる。

なお、減速材ボイド反応度係数は  $V_m/V_f$  が 1.1 以上の格子では十分に負であるが、 $V_m/V_f$  が 0.8 より小さな稠密格子ではこのベンチマーク問題のプルトニウム富化度の例では正の解析結果が得られている。このような場合、炉心設計においてはプルトニウム富化度を下げる等の対策によりボイド反応度係数を負にする必要がある。したがって稠密な格子ほどボイド反応度係数の精度の高い予測計算が要求される。

以上のように  $V_m/V_f$  が大きな格子では通常運転時の核特性パラメータの予測値の差は小さく、また減速材ボイド反応度係数も十分に負であるので、要求される予測精度も余り厳しいものではない。しかし  $V_m/V_f$  が小さな稠密格子では減速材ボイド反応度係数の余裕が減少することから厳しい予測精度が要求されるにもかかわらず、予測値の差は大きくなる傾向にあり、ここでは述べなかったが、FP や他のアクチナイドの効果を含めて更に詳細な検討が必要である。

謝辞

WIMS-E を使用しての解析に当ってはCRC の鷹見氏の御助力をいただいたことに謝意を表します。

参考文献

- 1) CHAWLA, R., GMUR, K. and HAGER, H.: Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes With Moderator Voidage in a Light Water High Converter Reactor Lattice. Nucl. Technol., 67, 360 (1984).
- 2) Tsuchihashi, K., Takano, H., Horikami, K., Ishiguro, Y., Kaneko, K., and Hara, T.: SRAC: JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis, JAERI-1285 (1983).
- 3) Askew, J.R., et al.: WIMS-E a scheme for neutronics calculations, AEEW-R1315, (1982).



Table 1 Specification of Fuel Cell Model

Case ID	V6S9	V8Z9	V8S9	V1Z9	V4Z9	V2Z9
$V_m/V_f$	0.6	0.8	0.8	1.1	1.4	2.0
Cell pitch	(cm) 1.0883	1.1430	1.1430	1.2204	1.2931	1.4276
Fuel ( $\text{PuO}_2 + \text{DUO}_2$ )						
Pu fissil enrichment	(wt. %) 8.0	8.0	8.0	7.0	7.0	4.0
Pellet diameter	(cm) 0.82	0.82	0.82	0.82	0.82	0.82
Temperature	(°K) 900	900	900	900	900	900
Cladding	SUS	Zr	SUS	Zr	Zr	Zr
Outer diameter	(cm) 0.95	0.95	0.95	0.95	0.95	0.95
Inner diameter	(cm) 0.84	0.84	0.84	0.84	0.84	0.84
Temperature	(°K) 611	611	611	611	611	611
Moderator ( $\text{H}_2\text{O}$ )						
Diameter	(cm) 1.1428	1.2002	1.2002	1.2815	1.3579	1.4991
Temperature	(°K) 581	581	581	581	581	581
Pressure	(kg/cm <sup>2</sup> ) 158	158	158	158	158	158
Linear Power rating	(w/cm) 160	160	160	160	160	160
Geometrical buckling	(10 <sup>-4</sup> cm <sup>-2</sup> ) 2.02	2.02	2.02	2.02	2.02	2.02

Table 2 Atomic number densities ( $10^{24}/\text{cm}^3$ )

Fuel*	4% Pu fis.	7% Pu fis.	8% Pu fis.
U-235	6.490E-5	6.194E-5	6.094E-5
U-238	2.157E-2	2.058E-2	2.025E-2
Pu-239	7.796E-4	1.367E-3	1.563E-3
Pu-240	3.427E-4	6.009E-4	6.872E-4
Pu-241	1.379E-4	2.418E-4	2.765E-4
Pu-242	1.051E-4	1.844E-4	2.108E-4
O	4.599E-2	4.608E-2	4.610E-2
Cladding	Stainless steel	Zr	
Zr	—	3.702E-2	
Fe	4.831E-2	—	
Cr	1.570E-2	—	
Ni	7.648E-3	—	
Mn	1.486E-3	—	
Moderator	600 K		
H	4.744E-2		
O	2.372E-2		

\* Pu isotopic composition

$^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} : ^{242}\text{Pu}$   
 $= 57.1 : 25.1 : 10.1 : 7.7$  (at. %)

Table 3 Conditins for Calculation

Number of Regions in Fuel Pellet	5 concentric eqi-volume
Gap between Cladding and Fell Pellet	Homoginized with Cladding
Burnup Time Step	0, 100, 1,000, 2,000, 3,000, 5,000, 7,000, 10,000, ... 49,000, 52,000MWd/t
Three Groups Structure	
Fast Group	; 10 MeV ~ 9.118 keV
Resonance Group	; 9.118 keV ~ 4.0 eV
Thermal Group	; 4.0 eV ~ 0.0 eV
Void Fractions	0, 90, 100%

Table 4 Nuclear Data and Method

	SRAC	WIMS-E
Nuclear Data Library	JENDL-2	UKNDL
Energy Group Structure	Fast ; 59 Groups (>4eV) Thermal ; 27 Groups (<4eV)	Fast ; 27 Groups (>4eV) Thermal ; 42 Groups (<4eV)
Method of Calculating the Effective Resonance Cross Section	Space Dependent Neutron Spectrum Calculation with Ultra-fine Energy Groups	IR Method with Equivalence Theorem
Method of Transport Calculation in the Cell	Collision Probability Method	Collision Probability Method
F.P. Model	45 explicit + 1 pseudo (Iijima Model)	32 explicit + 1 pseudo

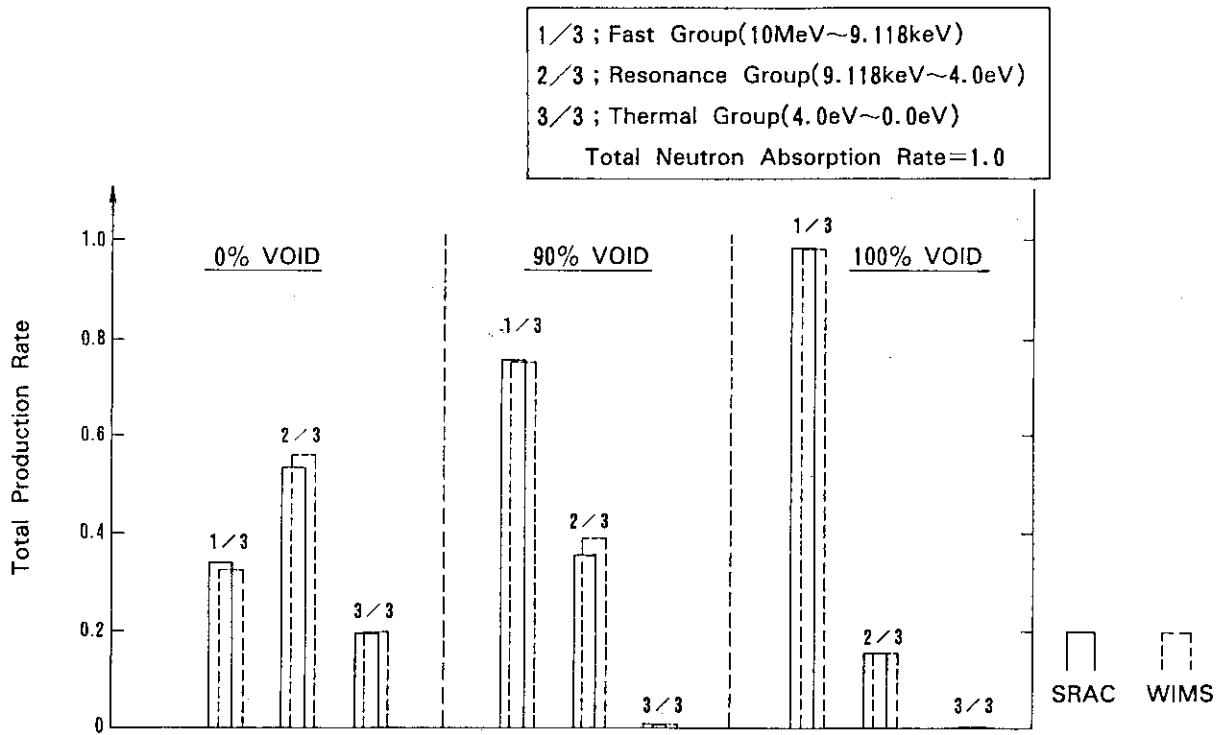
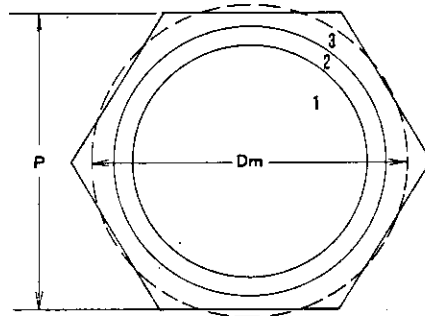


Fig.1 Total Neutron Production Rate in Each Energy Group,  
 $V_m/V_p=0.6, 0 \text{ MWd/t}$



1.  $\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$
2. Stainless steel or Zr, smeared with gap
3.  $\text{H}_2\text{O}$

P ; Cell pitch

$D_m$  ; Equivalent moderator diameter

Fig.2 Unit cell model

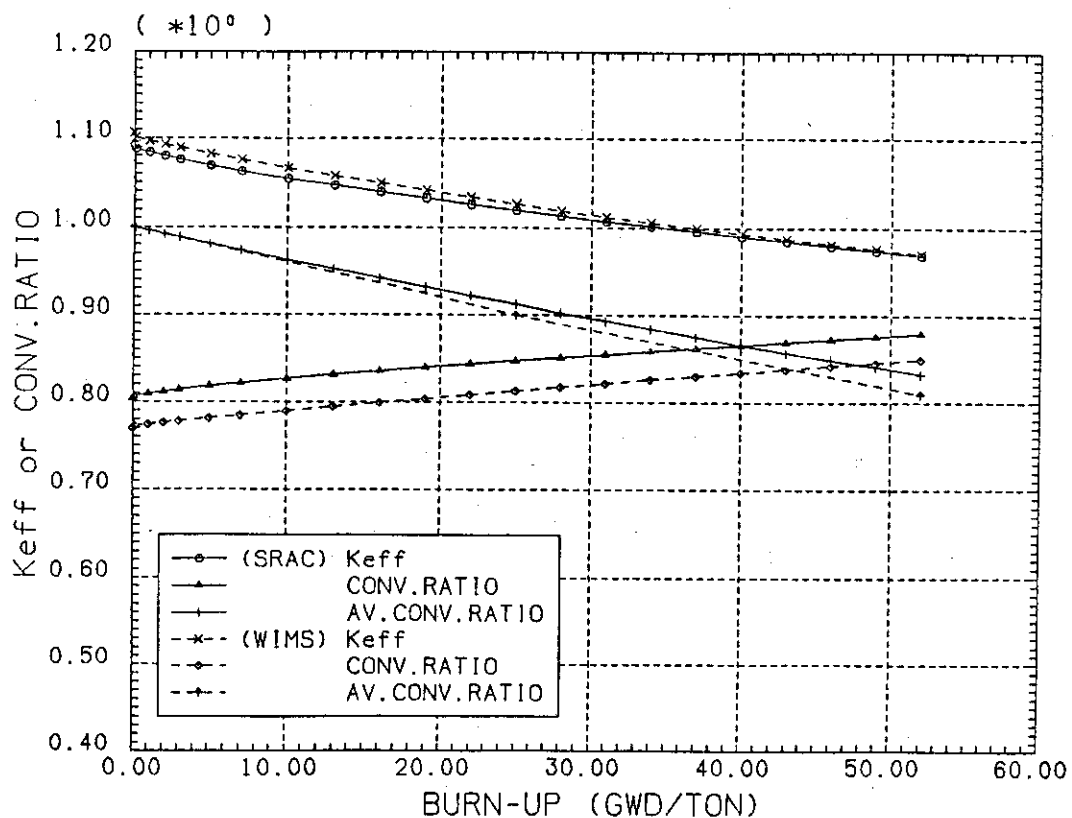


Fig.3 Burn-up characteristics of k and conv.ratio :  $v_m/v_f=0.8$  , Zr

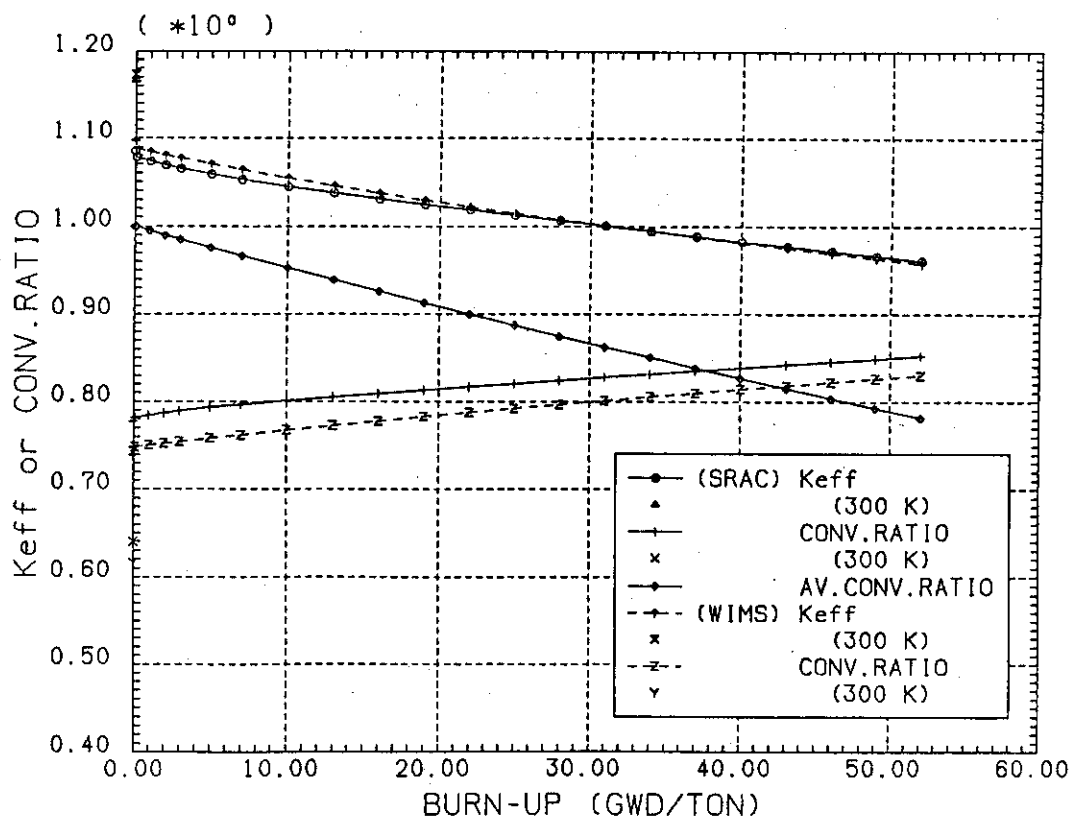


Fig.4 Burn-up characteristics of k and conv.ratio:  $v_m/v_f=1.1$  , 900 K

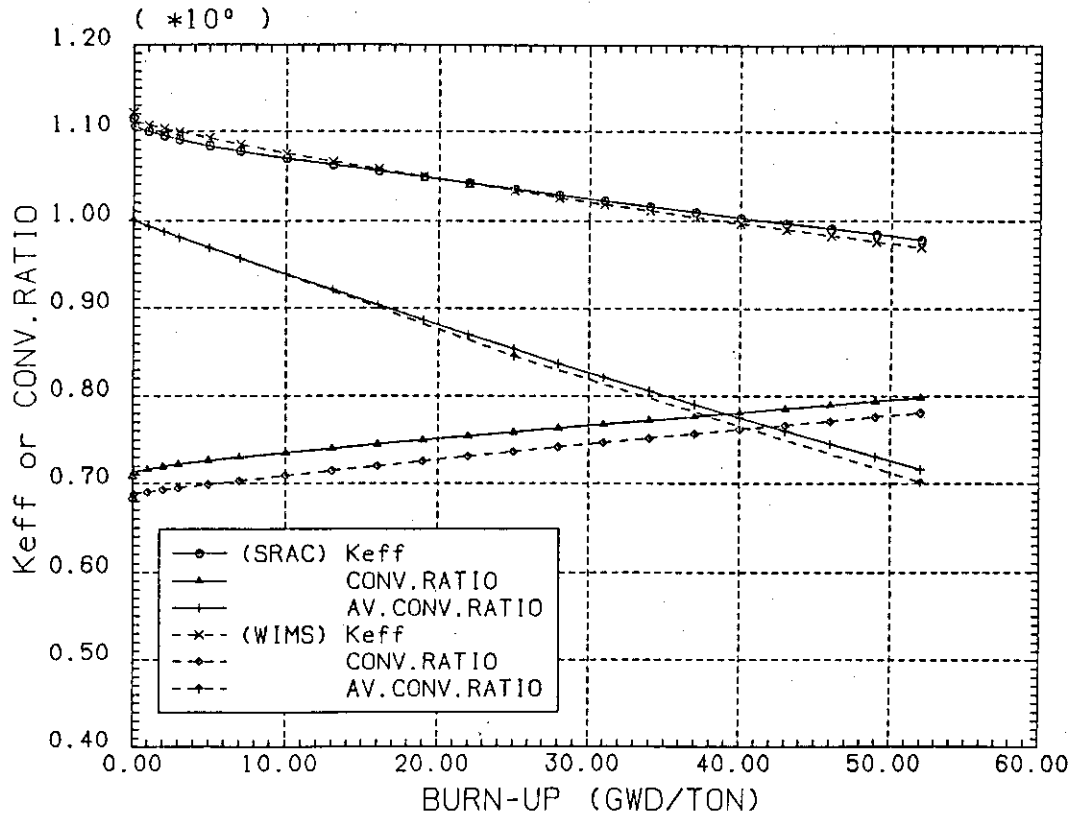


Fig.5 Burn-up characteristics of k and conv.ratio:  $v_m/v_f=1.4$

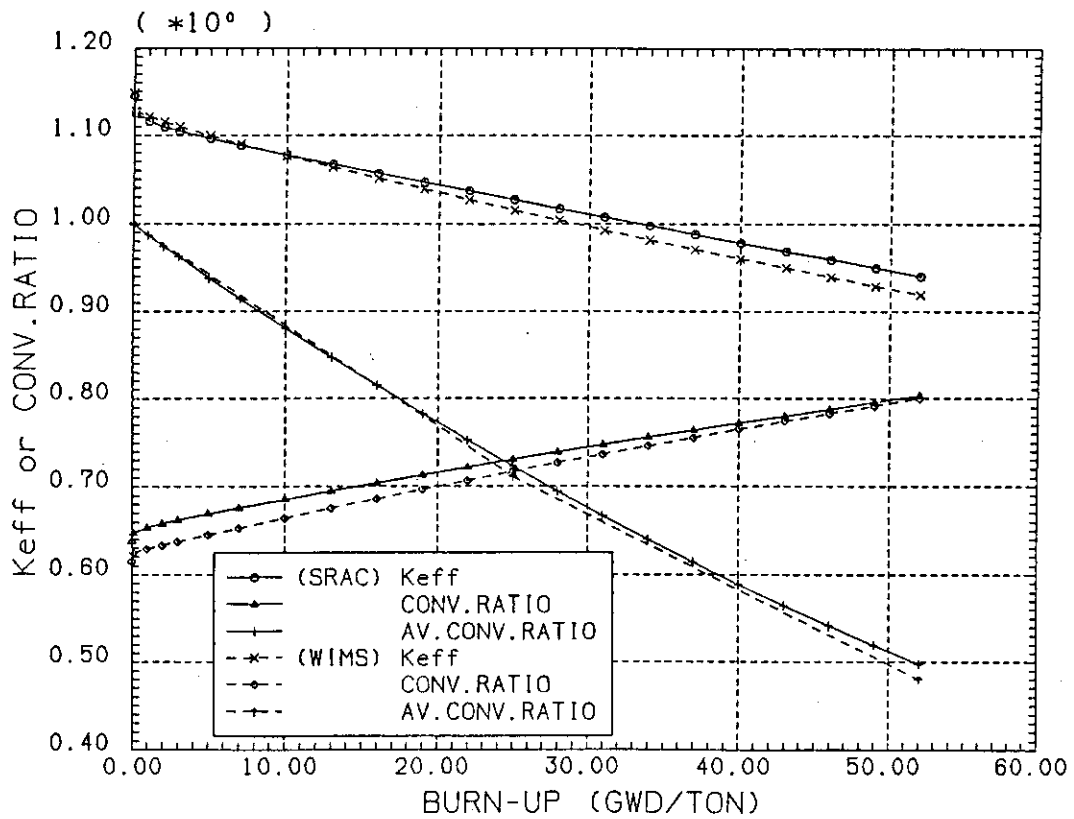


Fig.6 Burn-up characteristics of k and conv.ratio:  $v_m/v_f=2.0$

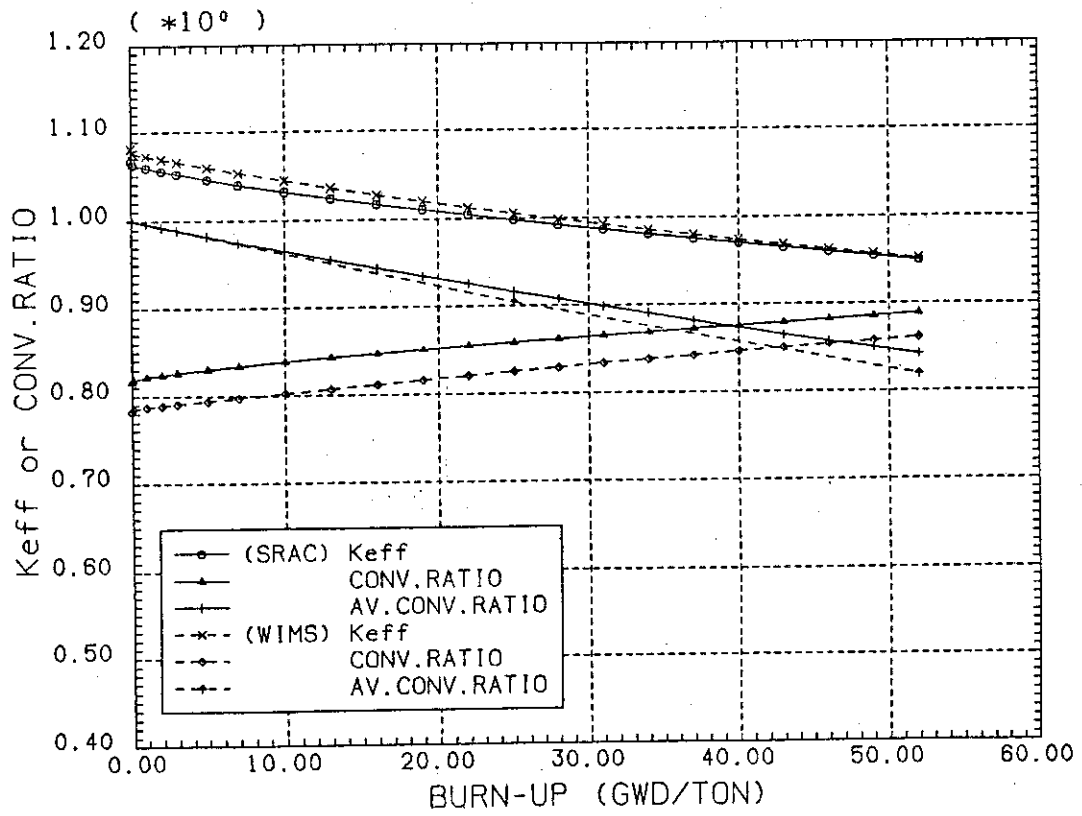


Fig.7 Burn-up characteristics of  $k$  and conv.ratio:  $v_m/v_f=0.8$ , SUS



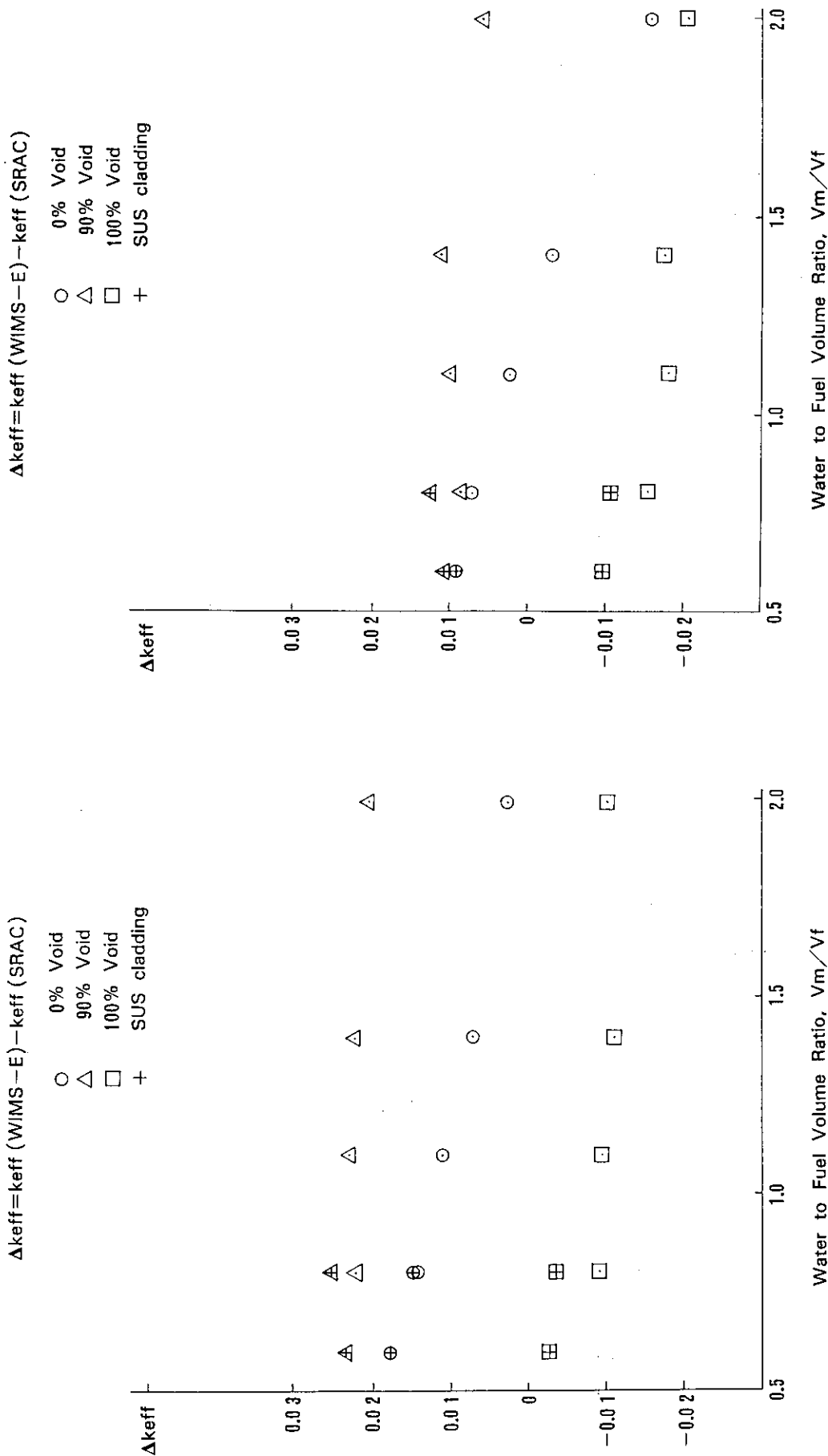


Fig.8 Difference of keff vs. Volume Ratio, 0 MWd/t

Fig.9 Difference of keff vs. Volume Ratio, 52,000 MWd/t

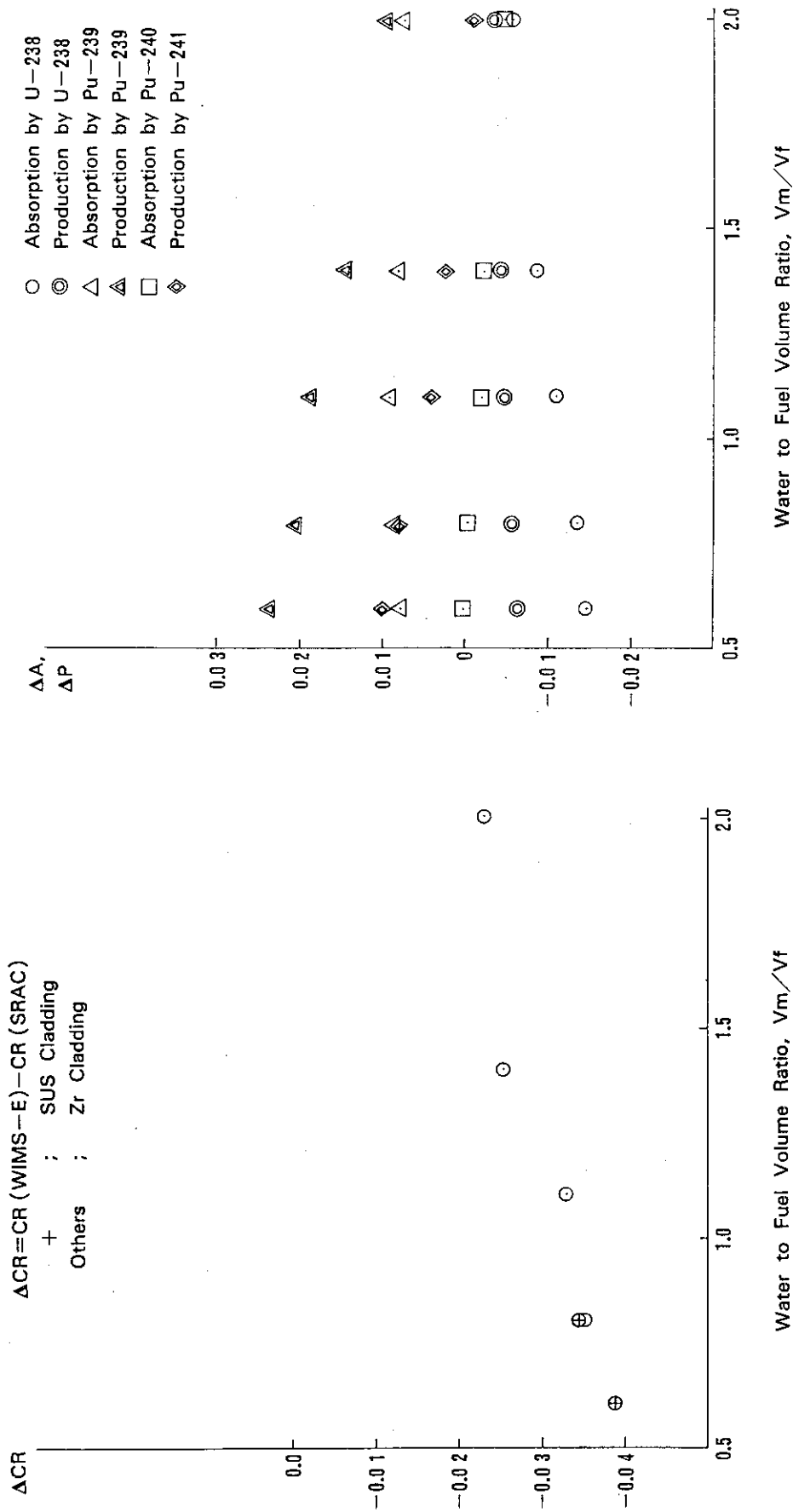
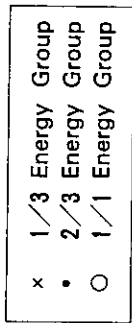
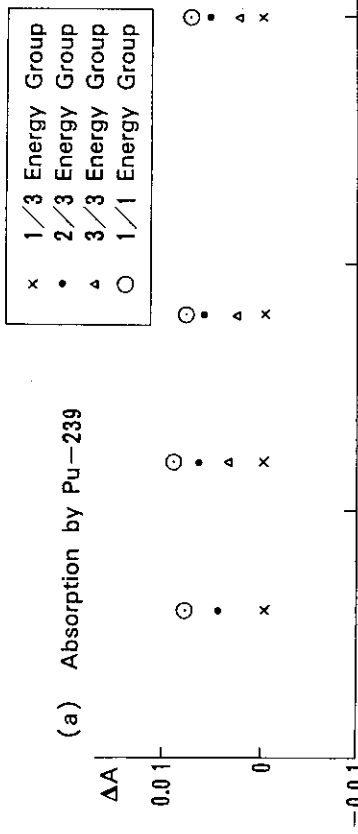
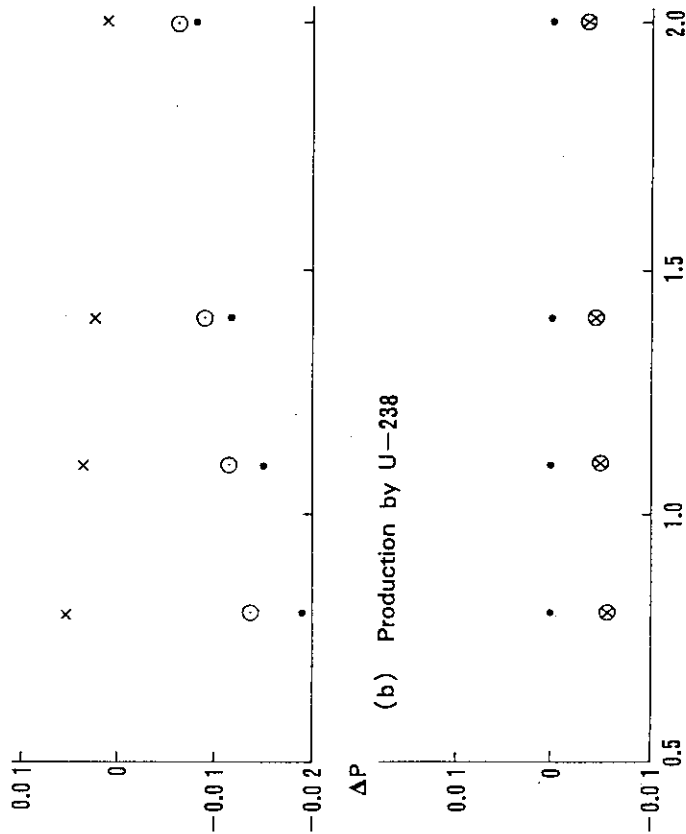


Fig.10 Difference of Conversion Ratio vs. Volume Ratio, 0 MWd/t

Fig.11 Difference of Absorption and Production Rate vs. Volume Ratio, 0 MWd/t

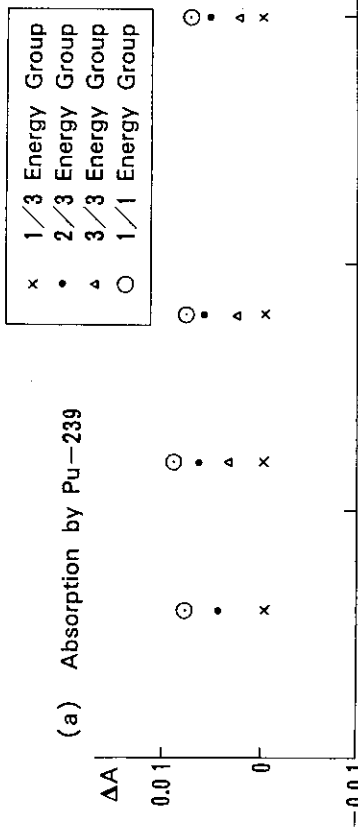


(a) Absorption by U-238

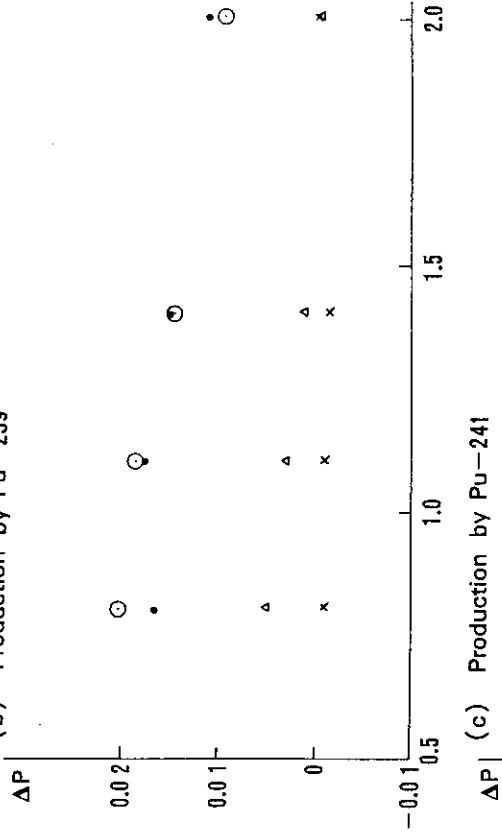


Water to Fuel Volume Ratio,  $V_m/V_f$

Fig.12 Difference of Absorption and Production Rate for U-238 in Each Energy Group vs. Volume Ratio, 0 MWd/t



(b) Production by Pu-239



(c) Production by Pu-241

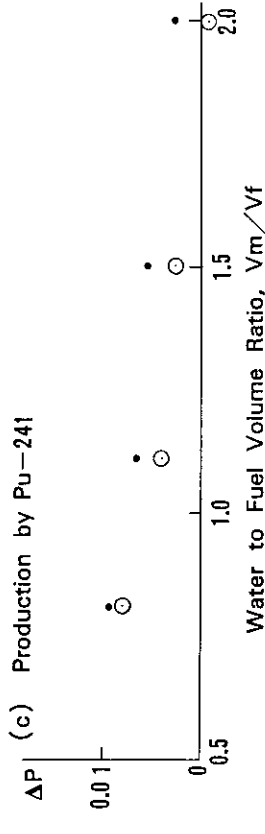


Fig.13 Difference of Absorption and Production Rate for Pu-239 and Pu-241 in Each Energy Group vs. Volume Ratio, 0 MWd/t

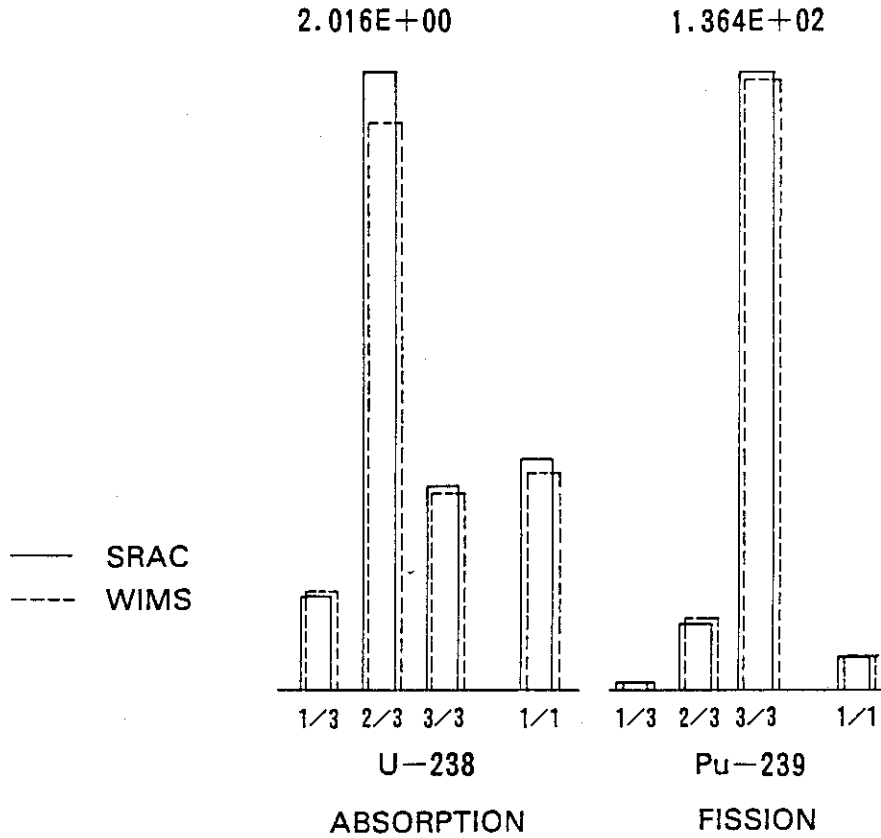


Fig.14 Comparison of Microscopic Absorption Cross Sections for U-238 and Fission Cross Sections for Pu-239 in Each Energy Group ;  $V_m/V_f=0.8$ , Zr, 0 MWd/t

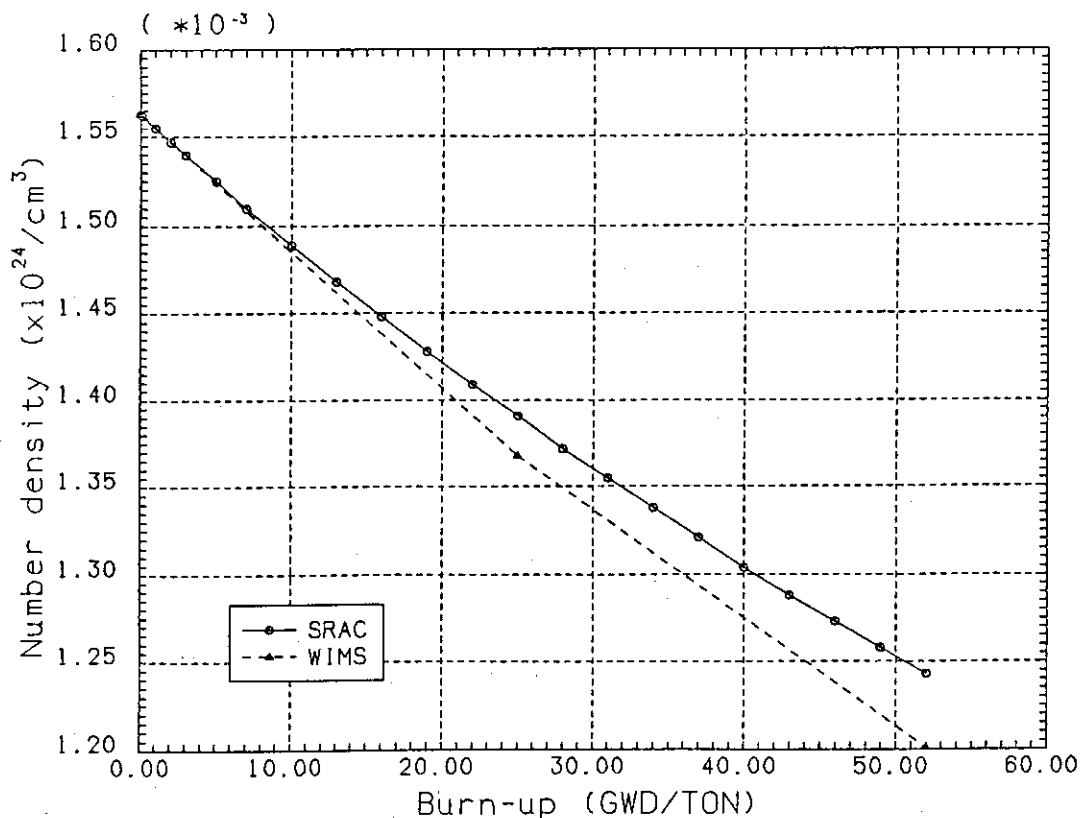


Fig.15 Burn-up dependence of  $^{239}\text{Pu}$  number density:  $V_m/V_f = 0.8$  Zr

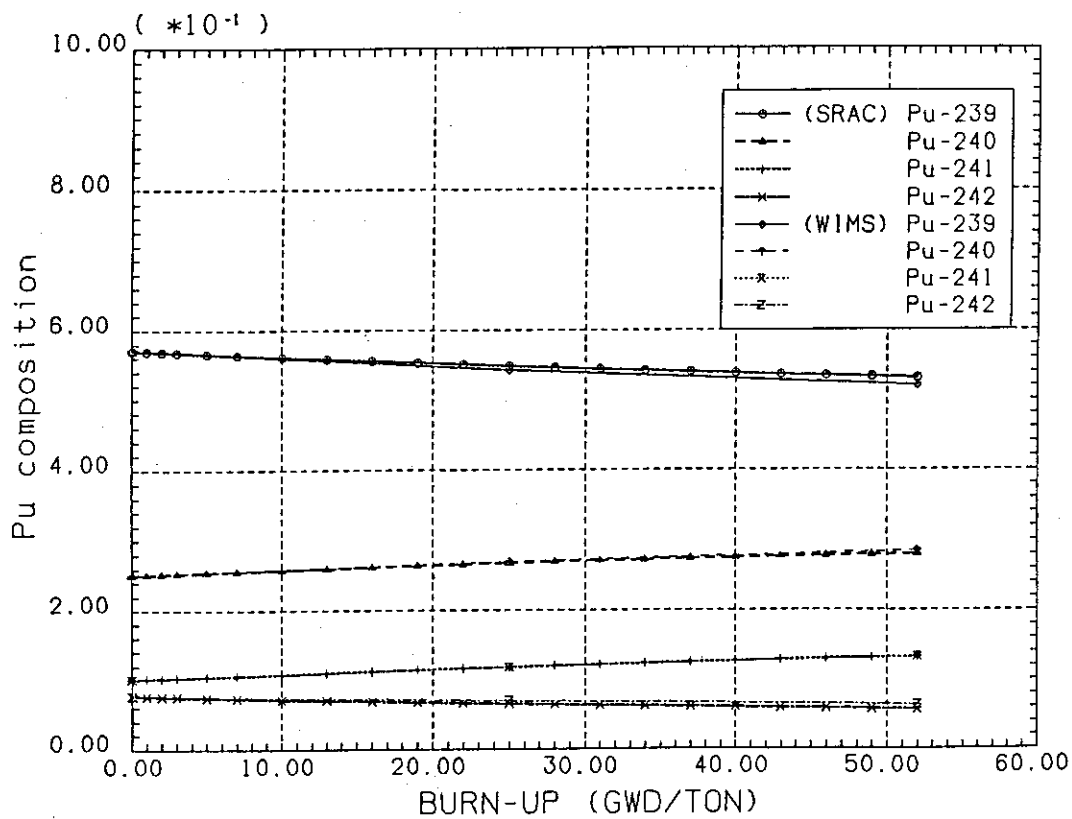


Fig.16 Burn-up dependence of Pu vector:  $V_m/V_f = 0.8$  , Zr

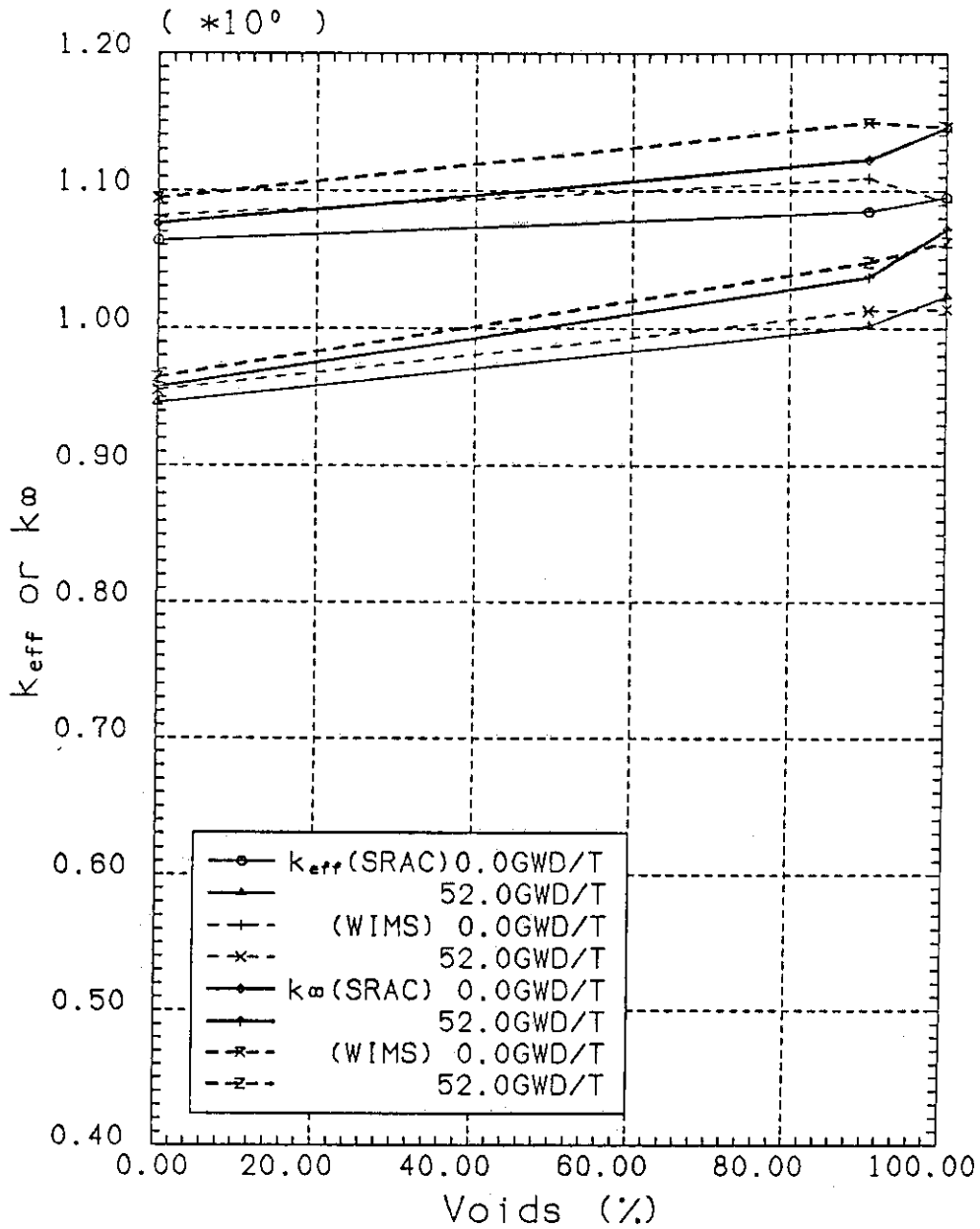


Fig.17 Dependence of k factors on moderator void fraction :  
 $V_m/V_f = 0.6$  , SUS

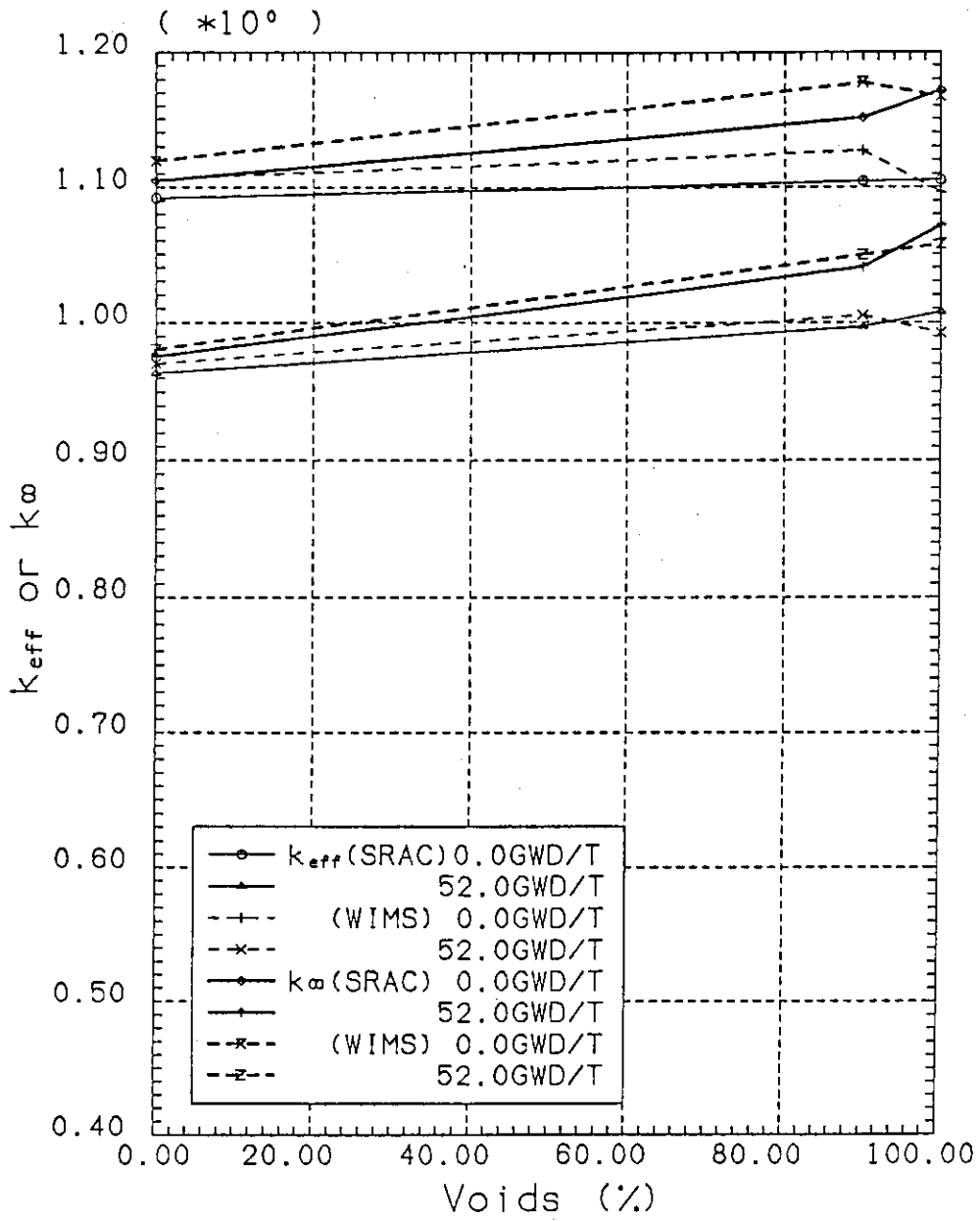


Fig.18 Dependence of  $k$  factors on moderator void fraction :  
 $V_m/V_f = 0.8$  , Zr

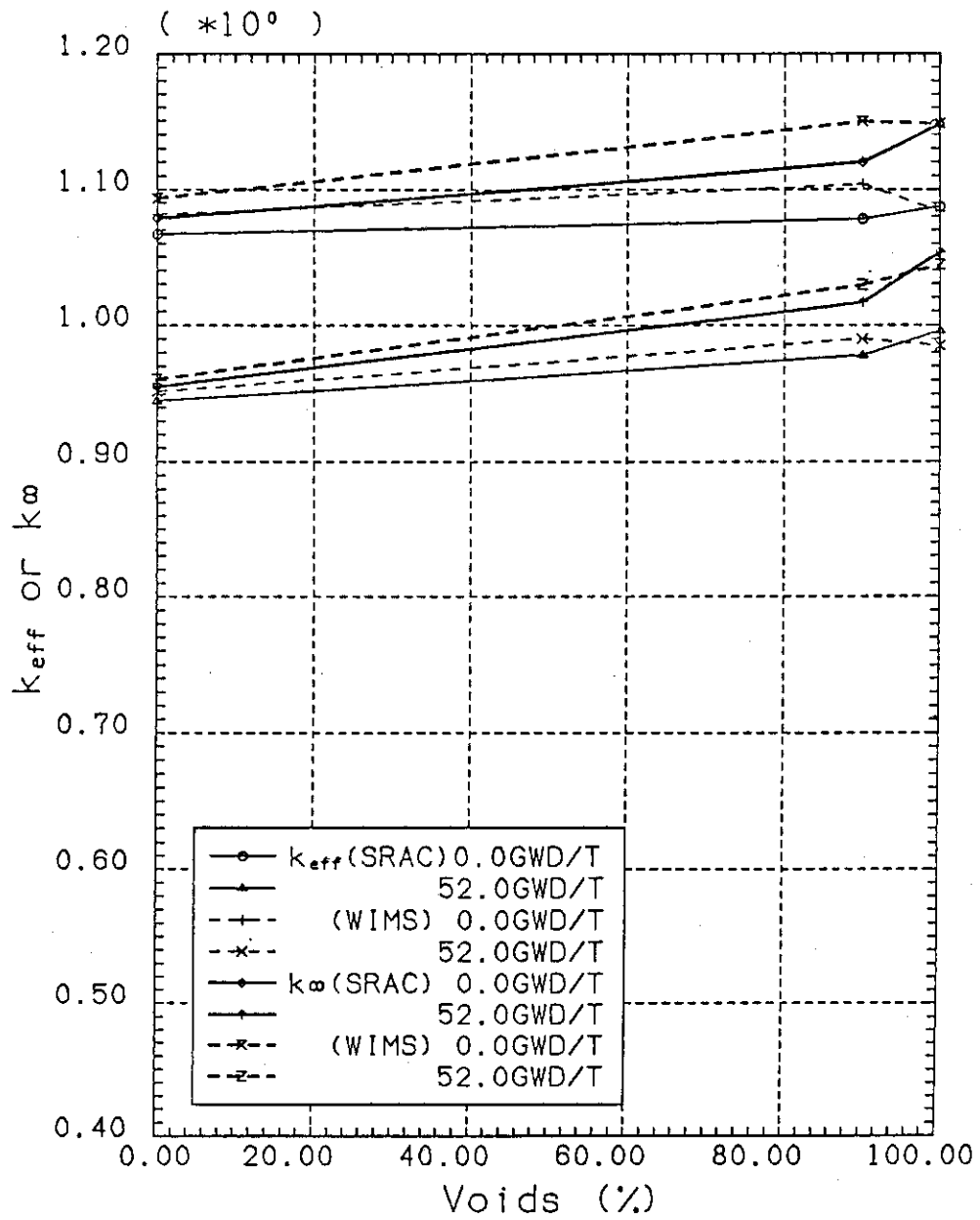


Fig.19 Dependence of k factors on moderator void fraction :  
 $V_m/V_f = 0.8$ , SUS



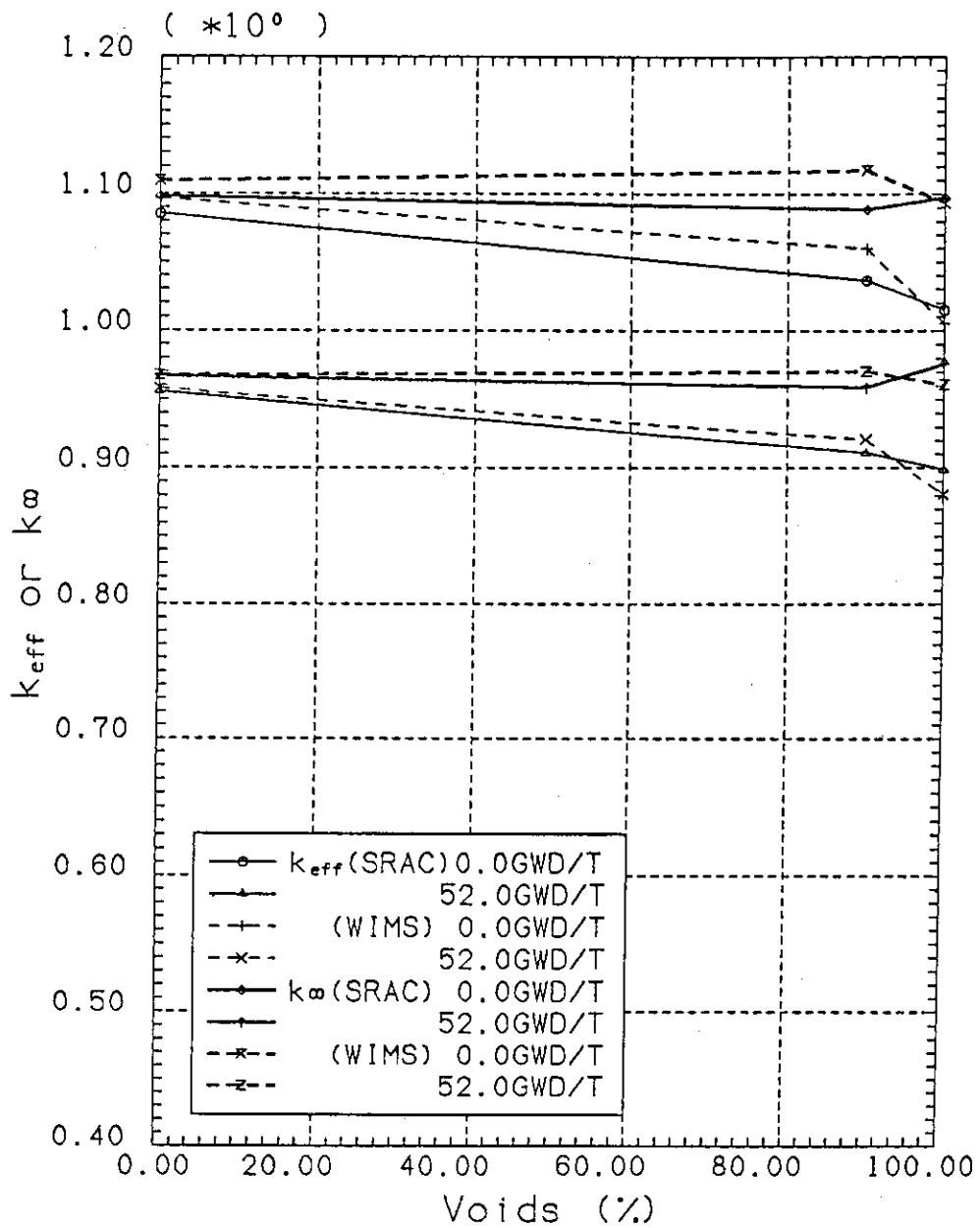


Fig.20 Dependence of k factors on moderator void fraction :  
 $V_m / V_f = 1.1$ , Zr

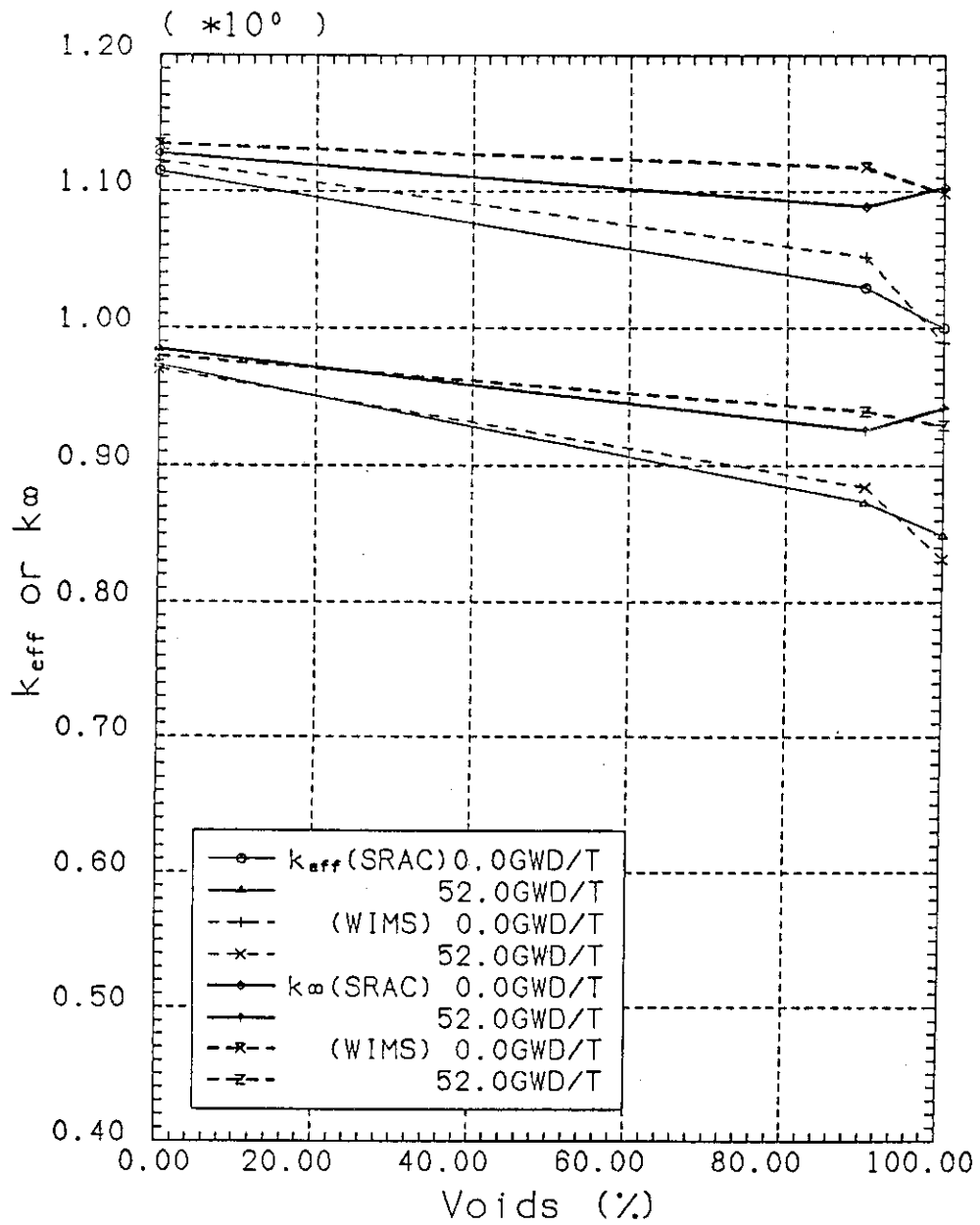


Fig.21 Dependence of k factors on moderator void fraction :  
 $V_m/V_f = 1.4$  , Zr

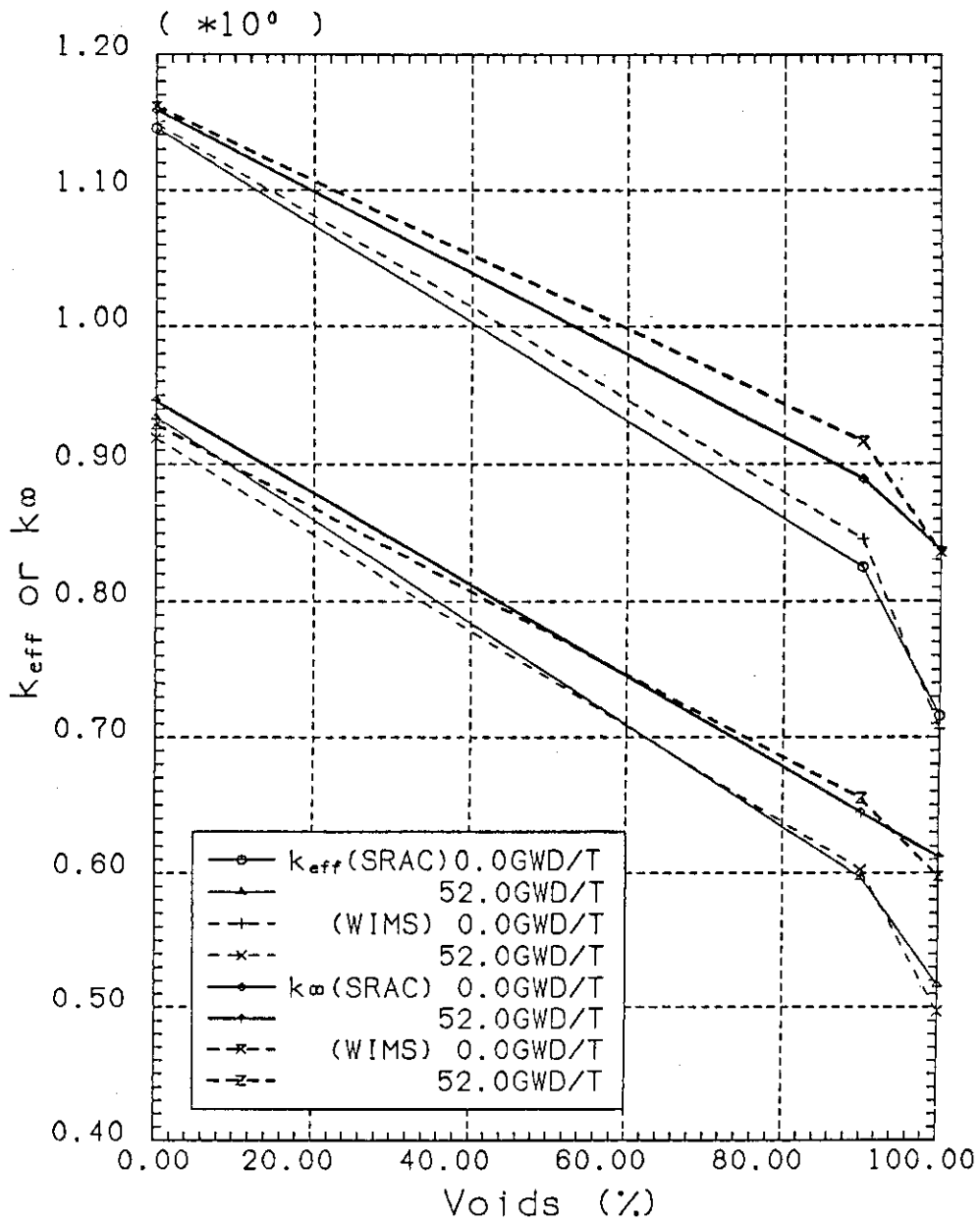


Fig.22 Dependence of k factors on moderator void fraction :  
 $V_m/V_f = 2.0$  , Zr

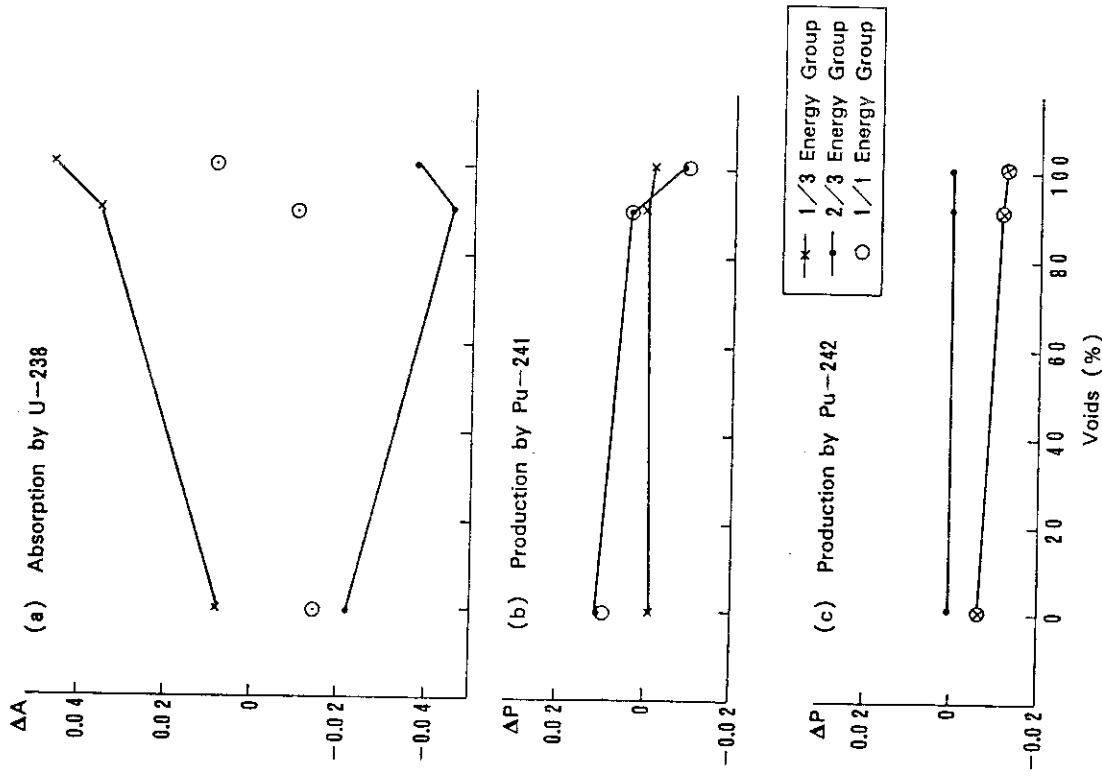


Fig.24 Difference of Absorption and Production Rate in Each Energy Group,  $V_m/V_f=0.6$ ,  $0 \text{ MWd/t}$

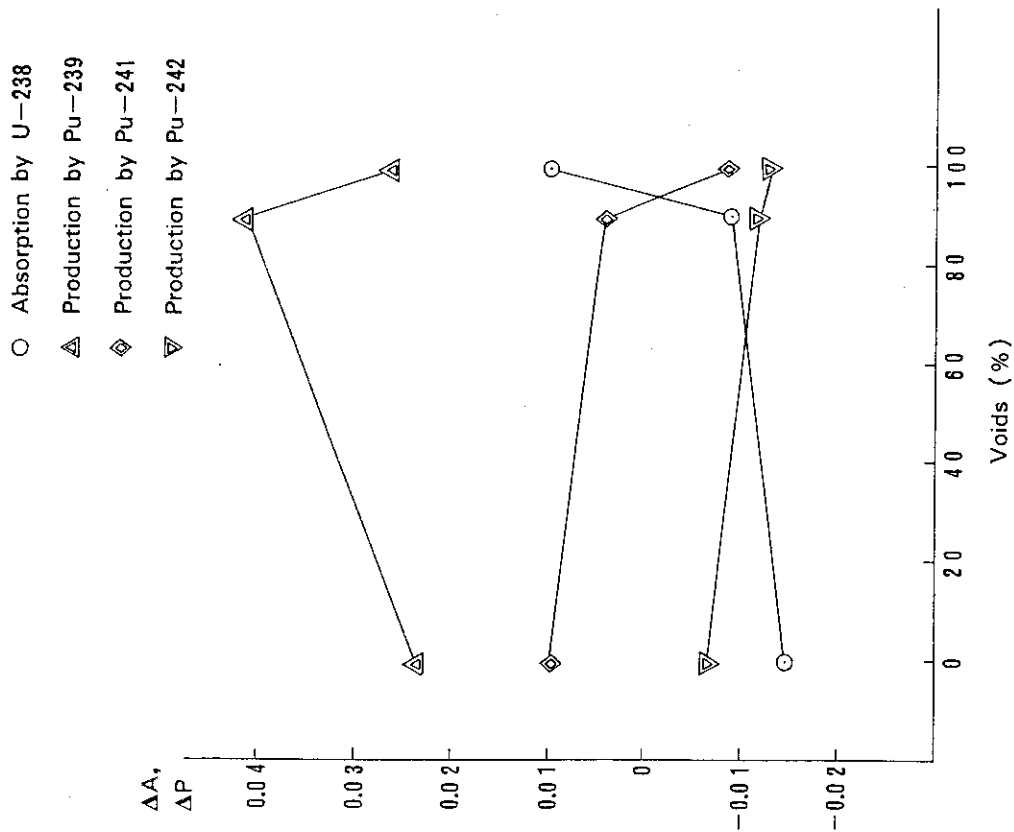


Fig.23 Difference of Absorption and Production Rate vs. Void Fraction,  $V_m/V_f=0.6$ ,  $0 \text{ MWd/t}$

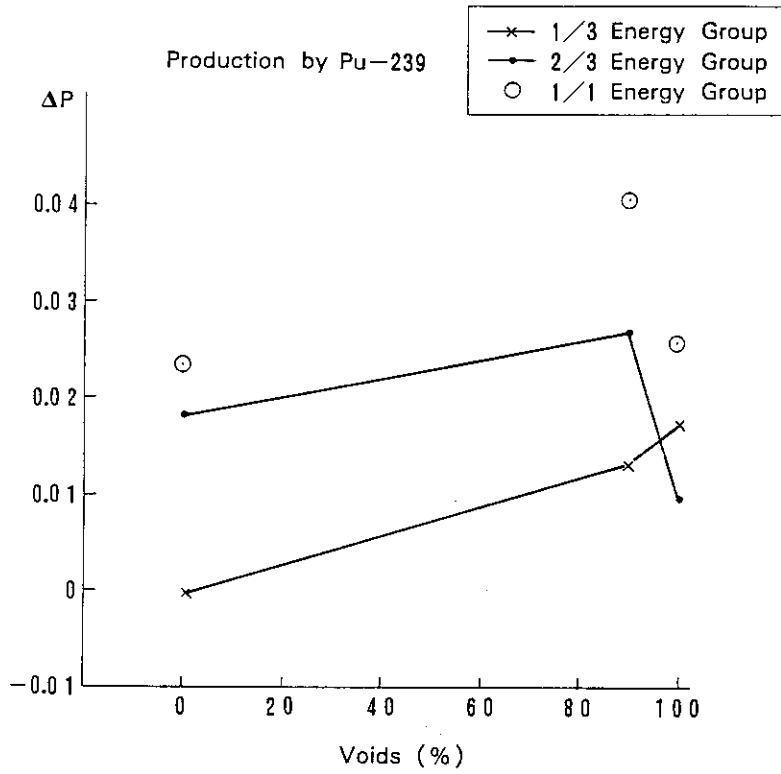


Fig.25 Difference of Production Rate for Pu-239  
in Each Energy Group,  $V_m/V_f=0.6$ ,  
0 MWd/t

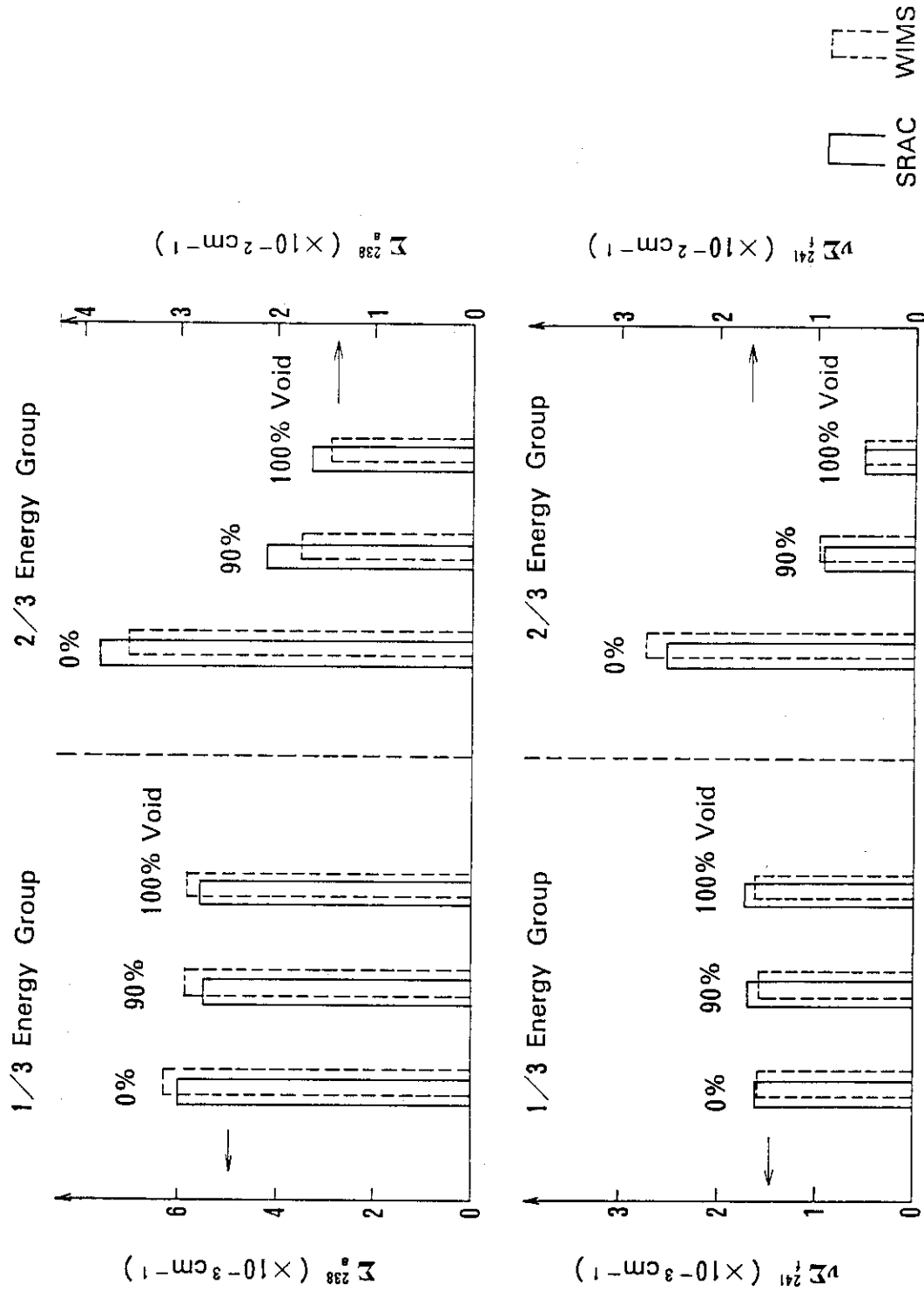


Fig.26 Comparison of Macroscopic Cross Sections for U-238 and Pu-241,  $V_m/V_f=0.6, 0 \text{ MWd/t}$

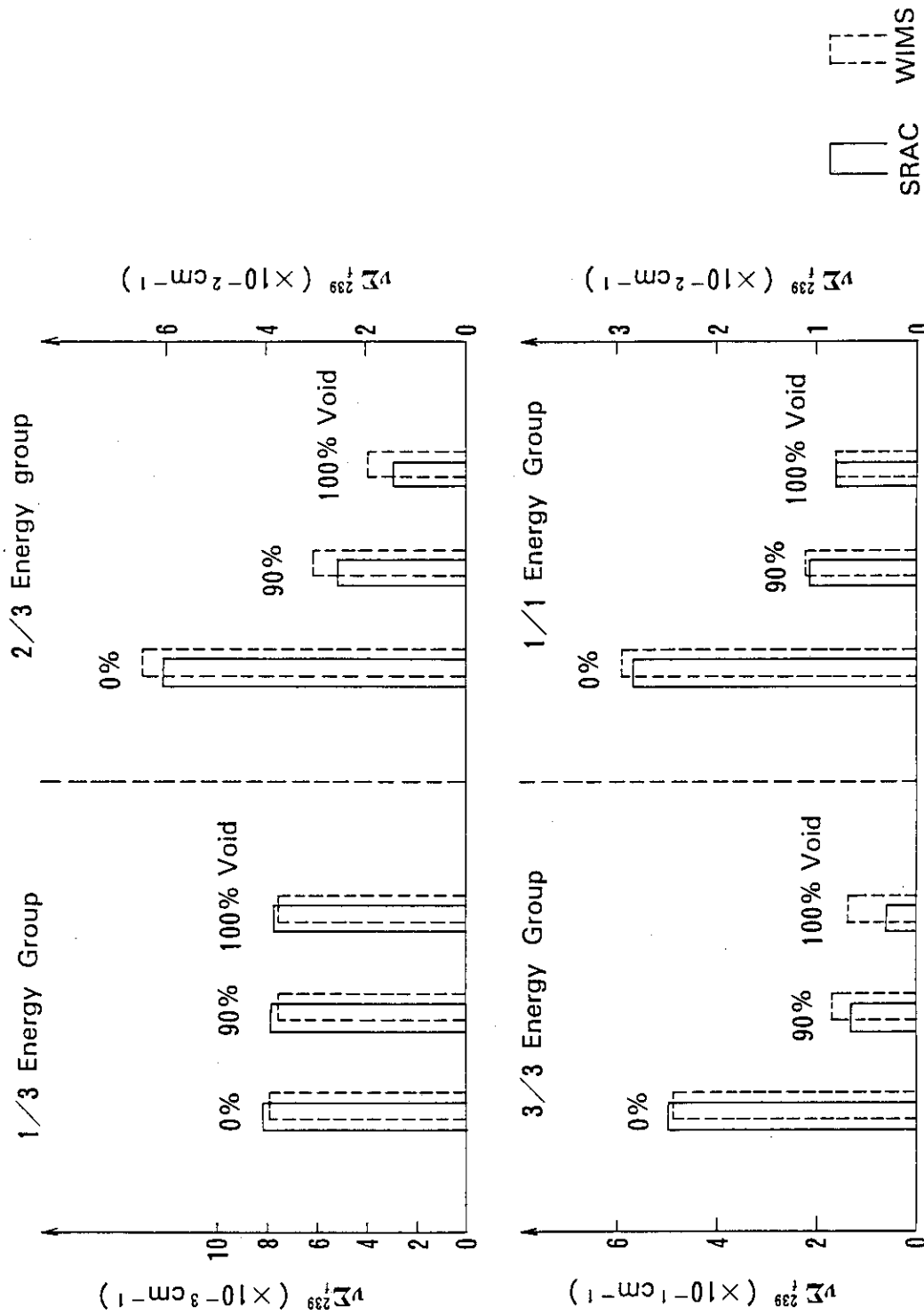


Fig.27 Comparison of  $v\Sigma_f$  for Pu-239 in Each Energy Group.  $V_m/V_f=0.6, 0 \text{ MWd/t}$

## 2.2 FCAにおける臨界実験と解析

大杉俊隆, 大野秋男, 吉田弘幸  
日本原子力研究所

高転換軽水炉の主要核特性として、1)  $k_{\infty}$ 、2) 転換比、3) ボイド反応度効果、4) 制御棒反応度効果、等が挙げられる。これらを実験的に明らかにすることを目的として、FCAでは1) 濃縮ウラン板状燃料を用いたPhase-I実験、2) プルトニウム板状燃料を用いたPhase-II実験、3) プルトニウム-ウラン混合酸化物ピン状燃料を用いたPhase-III実験の3フェーズの炉物理実験を計画している。Phase-I実験の第一炉心として計画されたFCA-XIV-1炉心は、昭和61年5月29日に臨界に達した。XIV-1炉心は、ウラン燃料を用いた中央のテスト領域と、主にプルトニウム燃料を用いた周囲のドライバ領域とから成るゾーン装荷型炉心である。テスト領域の平均燃料濃縮度は6.5%U-235、減速材(ポリスチレン)/燃料体積比は0.6であり、形状は辺の長さが約50cm×50cm、高さが約90cmの直方体である。

臨界達成後、臨界特性、 $k_{\infty}$ の測定が実施された。核データライブラリJENDL-2とSRACコードシステムとによる解析の結果、 $k_{\text{eff}}$ 、 $k_{\infty}$ に対するC/E値として、共に0.992と良好な値を得た。

### 2.2 Critical Experiment and Analysis at FCA

Toshitaka Osugi, Akio Ohno and Hiroyuki Yoshida

Japan Atomic Energy Research Institute

A series of experiment have been performed at FCA to fill the gap between the measured and predicted characteristics of a High Conversion Light Water Reactor (HCLWR), namely infinite multiplication factor ( $k_{\infty}$ ), conversion ratio, moderator voidage effect and control rod reactivity worth. The experiment consists of three steps, phase-I (plate-type enriched uranium fueled core), Phase-II (plate-type plutonium fueled core) and Phase-III (pin-type mixed oxide fueled core). The first simulated core in phase-I experiment, the FCA-XIV-1 core, went critical in May 1986. The FCA-XIV-1 core is a coupled system which consists of a central test region and outer driver region. The fuel enrichment of the test region is 6.5 %U-235 and the moderator-to-fuel volume ratio 0.6.

Analyses for  $K_{\infty}$  of the test region and criticality in the FCA-XIV-1 core have been made using the JENDL-2 library and the SRAC code system.

The calculated values of  $K_{\text{eff}}$  and  $K_{\infty}$  showed good agreements with measured values and the same C/E value of 0.992 was obtained for  $K_{\text{eff}}$  and  $K_{\infty}$ .



## I 序

高転換軽水炉では、燃料格子の稠密性と燃料濃縮度の特異性の故に従来の熱中性子炉及び高速炉と比較して非常に異なった炉特性を示す。特に、説明すべき炉物理的特性として、臨界性、転換比、減速材ボイド効果、制御棒反応度効果等が挙げられている。これらの特性に関する実験データを得、また、これらを解析することにより高転換軽水炉の“Data & Method”を確立するため、原研では第一期計画として、FCAを用いた3つのフェーズから成る模擬実験を計画している。Phase-I 実験では燃料として主に濃縮ウラン板を用い、燃料の濃縮度効果、減速材/燃料の体積比効果を明確にし、また、共鳴エネルギー領域の炉物理の基本的特性を把握することを目的とする。Phase-II 実験では、プルトニウム板状燃料を用い、転換比、減速材ボイド効果等を測定する。以上の実験では板状燃料を基本としているためPhase-III 実験では、Pu-U混合酸化物ピン状燃料を用い、板状-ピン状燃料の非均質効果を明確にし、設計に則した情報を得ることを目的としている。

Phase-I 実験の第1炉心であるFCA-XIV-1炉心は1986年5月末に臨界に達し、以降、臨界特性、 $k_{\infty}$ 、反応率分布、サンプルワース、減速材ボイドワース等の測定が引続き実施されている。本報では、これまでに解析が終了した、臨界特性及び $k_{\infty}$ の測定結果について報告する。

## II FCA-XIV-1炉心の概要

XIV-1炉心は、テスト領域、バッファ領域、ドライバ領域からなるゾーン装荷型炉心である (Fig.1 参照)。テスト領域は、高転換軽水炉の炉心の中性子エネルギースペクトルを模擬した領域であり、平均の燃料濃縮度は6.47%  $^{235}\text{U}$ 、減速材対燃料の体積比は0.6である。形状は辺が約50cmのほぼ正方形で高さが約90cmの直方体であり、高さ方向の両側に約20cmの軸方向ブランケットを有している。ドライバ領域は系を臨界に維持するために設けられたものであり、高速炉のスペクトルに近い中性子束を持つ組成となっている。バッファ領域は、ドライバ領域からテスト領域への高速中性子の影響を少なくするために設けられた。その組成については、テスト領域内の中性子束分布が広い範囲に亘り余弦分布を保つように種々の物質について検討を加え、不銹鋼を採用した。

テスト領域に装荷される燃料セル(EU06A)内の物質板の配列をFig.2に示す。燃料を模擬するため、20%  $^{235}\text{U}$ 濃縮ウラン金属板、天然ウラン金属板、劣化ウラン酸化物板、アルミナ板を用い、また、減速材としてはポリスチレン板を用いている。EU06Aセルの平均原子数密度をTable1に示す。これらの値にはFCA集合体の格子管(不銹鋼)の組成も含まれており、Fig.1に示した単位格子管セル(断面は5.52cm×5.52cm)当りの数値である。

減速材のボイド状態を詳細に模擬するため、密度の異なる、即ち、ボイド率の異なる5種類のポリスチレン板(ボイド率にして、0%、45%、65%、80%及び95%)を製作した。この内、ボイド率0%のポリスチレン板は水素の原子数密度に換算して0.7g/ccの常温水に相当している。これらの5種類のポリスチレン板を減速材として用いたときのセル平均の中性子エネルギースペクトルをFig.3に示す。このように、種々のボイド率に対応したスペクトルを実現できるのは、

固体減速材を用いたことの大きな利点の1つである。

### III 臨界性

XIV-1 炉心のテスト領域の核分裂の割合は炉心全体の60%以上に達する。故に、ゾーン装荷炉心ではあるが、炉心全体の臨界性を議論することは、テスト領域の  $k_{\infty}$  を評価する際に重要となる。

Table 2 に、XIV-1 炉心の実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  の測定値及び計算値を示す。セル平均の実効断面積は、SRAC コードシステム<sup>1)</sup> と評価済核データライブラリー JENDL-2<sup>2)</sup> に基づく 86 群断面積セットとを用いて、無限平板モデルにより計算した。実効増倍率の基準計算は 10 群、3 次元拡散計算により行い、これにエネルギー縮約補正、輸送補正等を施した。縮約 10 群断面積は、86 群 2 次元円柱拡散計算により求めた各領域の中性子束を重みとして縮約したものである。縮約 10 群のエネルギー群構造を Table 3 に示す。

実効増倍率の C/E 値 (計算値/測定値) は 0.9928 であり、計算値は実験値を若干過小評価している。

### IV テスト領域の無限増倍率： $k_{\infty}$

$k_{\infty}$  は系の基本モードスペクトルにおける中性子生成率と吸収反応率との比で定義され、物質バックリング  $B_m^2$  と移動面積  $M^2$  とを用いて以下の式にて表わされる。

$$k_{\infty} = 1 + B_m^2 M^2 \quad (1)$$

系が臨界であるという条件下では、 $B_m^2$  は形状バックリンと等しくなるので、X, Y, Z 軸方向のバックリングをそれぞれ  $B_X^2$ ,  $B_Y^2$ ,  $B_Z^2$  と表わすと以下の式が成立する。

$$B_m^2 = B_X^2 + B_Y^2 + B_Z^2 \quad (2)$$

そこで、 $M^2$  を比較的正しく計算できると仮定すれば、 $B_m^2$  の測定値と  $M^2$  の計算値とから(1)式を用いて  $k_{\infty}$  の実験値を定めることができる。このようにして求められた  $k_{\infty}$  の実験値の誤差は、 $B_m^2$  の測定誤差と  $M^2$  の計算誤差に依存する。 $B_m^2$  は広い範囲に亘り基本モードスペクトルが成立していれば各種反応率等を測定し、それを余弦関数にフィッティングすることにより比較的精度良く求めることができる。他方、 $M^2$  は精度の良い測定値を得ることが困難なので計算に頼らざるを得ないが、 $k_{\infty}$  の値が 1.0 よりそれほど大きくなければ、その計算誤差が  $k_{\infty}$  の推定誤差に及ぼす影響は小さい。

Fig. 4 に XIV-1 炉心の X 軸及び Z 軸方向の中性子束分布を示す。簡単の為、中性子束は group 1 (10 MeV ~ 67 keV), group 2 (67 keV ~ 0.68 eV) 及び group 3 (0.68 eV ~  $10^{-5}$  eV) の 3 つのグループに分けて示した。X 軸方向についてみると、ドライバ領域の存在により各グループの中性子束は多少の影響を受け、特に、テスト領域とバッファ領域との境界より外側では異った分布形をとる。しかしながら、テスト領域の中心から 20 cm 程度の範囲ではほぼ同一の傾きを

持って分布していると言える。同様にZ軸方向においても、軸方向ブランケットとの境界近傍を除くとテスト領域内では3つのグループの中性子束は同一の傾きを持って分布している。以上の考察により、XIV-1炉心のテスト領域内では比較的広い範囲でほぼ基本モードスペクトルが成立しており、精度の良いバックリングの測定が期待できると言える。

各軸方向のバックリングを得るために、 $\gamma$ -スキニング法<sup>3)</sup>により出力分布を測定した。出力分布は、各エネルギー群の中性子束に、各群の核分裂断面積を重みとして乗じて和を取ったものであり、系の分布特性を記述する積分量として最も重要なものである。

Fig.5にX軸及びY軸方向の中心で1.0に規格化したテスト領域内の出力分布の測定値を計算値と共に示す。X軸及びY軸方向は、セル内の燃料板に対し、それぞれ、垂直方向及び平行方向に対応している。出力分布の測定値の測定誤差は約 $\pm 1.5\%$ であるが、X軸、Y軸方向の測定値はこの測定誤差内で一致している。方向依存拡散係数を用いた計算値にも両軸方向の出力分布に差異は認められなかった。拡散計算により求められた値に輸送補正を施した出力分布の計算値は測定値と測定誤差内で一致している。次に、各測定位置における燃料セル内の劣化ウラン酸化物板(DUO<sub>2</sub>板)と20%濃縮ウラン板20%EU板との出力分担比を、同様にFig.5に示す。DUO<sub>2</sub>板内での核分裂数の内 $\frac{2}{3}$ 以上は<sup>238</sup>Uによるものであり、20%EU内ではほとんどが<sup>235</sup>Uによる核分裂である。故に、これらの2つの燃料板の出力比は一種のスペクトル・インデクスと見なすことができる。Fig.5には、セル計算により求めた出力比(DUO<sub>2</sub>/20%EU)をも同時に示した。これらの出力比の測定値はテスト領域内の周辺を除いてほぼ一定の値を取り、セル計算による計算値とも良く一致している。以上のことから、XIV-1炉心のテスト領域内では広い範囲に亘り基本モードスペクトルが成立していることが実験的にも確認できたと言える。

出力分布の測定値を余弦関数( $A \cos BX$ )にフィッティングし求められたバックリング $B_X^2$ 及び $B_Y^2$ を同様にFig.5に示す。バックリングをプロットした位置は、フィッティングに際し採用した出力分布の測定値の範囲を示している。DUO<sub>2</sub>板と20%EU板との出力比に対する考察からテスト領域の中で基本モードスペクトルが充分成立していると思なされる領域での測定値から求められたバックリングを平均して $B_X^2$ 、 $B_Y^2$ の測定値とした。出力分布の測定値と余弦関数 $A \cos B_X x$  或いは  $A \cos B_Y y$  との比をとると、テスト領域の周辺を除きほぼ1.0となっている。

以上の出力分布の測定からバックリングの導出に至る過程をZ軸方向について同様にFig.6に示す。

このようにして得られた $B_X^2$ 、 $B_Y^2$ 、 $B_Z^2$ から $B_m^2$ を求め、さらに $M^2$ の計算値 $59.3 \text{ cm}^2$ を用いて(1)式より得られた $k_\infty$ の実験値をTable 4に示す。 $B_X^2$ 、 $B_Y^2$ 、 $B_Z^2$ の測定誤差は $\pm 3\% \sim \pm 4\%$ であり、 $B_m^2$ の測定誤差は $\pm 2\%$ となった。 $M^2$ の計算誤差を無視すれば $k_\infty$ の推定誤差は約 $\pm 0.3\%$ であり、 $k_\infty$ の実験値として $1.1810 \pm 0.0034$ を得た。

## V まとめ

高転換軽水炉の炉物理特性を模擬したFCA-XIV-1炉心は良好な予測精度で臨界に達した。テスト領域の平均濃縮度は6.47%<sup>235</sup>U、減速材対燃料の体積比は0.60である。 $\gamma$ -スキニング法によりテスト領域内の各軸方向の出力分布を測定し、さらに、これらを余弦関数にフィッテ

ィングすることによりバックリング  $B_X^2$ ,  $B_Y^2$ ,  $B_Z^2$  を求め、物質バックリング  $B_m$  として  $(3.053 \pm 0.058) \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$  を得た。この  $B_m^2$  と移動面積  $M^2$  の計算値  $59.3 \text{ cm}^2$  とを用いて  $k_\infty$  の実験値  $1.1810 \pm 0.0034$  を得た。セル計算による  $B_m^2$  及び  $k_\infty$  の計算値は  $2.90 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$  及び 1.1731 であり、C/E 値はそれぞれ 0.95, 0.9933 となった。 $k_{\text{eff}}$ ,  $k_\infty$  の計算値は実験値を若干過小評価しているが、両者の C/E 値は共に約 0.993 であり相互に矛盾は無かった。

以上、高転換軽水炉のボイド率の低い系における全体的な分布特性、積分量に対しては SRAC コードシステムにより精度良く解析可能であると思われる。また、XIV-1 炉心のテスト領域では充分広い範囲で基本モードスペクトルが確立していることを確認できた。今後は、より詳細なまた、ボイド率をパラメータとしたスペクトルインデクス等の特性量の測定を進めていく予定である。

セル計算により求めた  $B_m^2$  及び  $k_\infty$  は  $2.90 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$  及び 1.1731 であり、C/E 値はそれぞれ 0.95, 0.9933 となる。計算値は  $B_m^2$  を、従って  $k_\infty$  の実験値を若干過小評価しているが、これは  $k_{\text{eff}}$  の C/E 値と同一傾向であり、両者に矛盾は無い。

#### 参考文献

- 1) Tsuchihashi, K., Takano, H., Horikami, K., Ishiguro, Y., Kaneko, K. and Hara, T.: "SRAC: JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis," JAERI 1285 (1983).
- 2) Nakagawa, T. (Ed.): "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M 84-103 (1984).
- 3) Ohno, A., Osugi, T. and Satoh, K.: "Measurement of Relative Power Distribution at Fast Critical Assembly by Using Gamma Counting Method," J. Nucl. Sci. Technol., 22, 76 (1985).

Table 1 The cell averaged nuclide number densities in the test zone cell of the FCA-XIV-1 core

-  $^{235}\text{U}/\text{U}$  : 6.47 %

- moderator-to-fuel volume ratio : 0.60

(  $\times 10^{22}$ ,  $\text{cm}^{-3}$  )

Nuclide	Density	Nuclide	Density
H	0.5046	O	1.900
C	0.5046	Al	0.6506
Cr	0.1772	$^{235}\text{U}$	0.0771
Fe	0.6452	$^{238}\text{U}$	1.115
Ni	0.0772		

Table 2 Comparison of the measured and calculated  $k_{eff}$  in the FCA-XIV-1 core

<u>Calculation</u>	
Standard calculation <sup>(a)</sup>	0.99992
Correction	
Energy collapsing <sup>(b)</sup>	-0.00064
Transport	0.00253
Inpurity (Mn) <sup>(c)</sup>	-0.00368
Corrected	0.99813
<u>Experiment</u>	1.0054 $\pm$ 0.0002
<u>C/E</u>	0.9928

(a) 3XYZ, 10 energy group diffusion calculation

(b) from 86 to 10 energy group

(c) 1 % Mn in stainless steel

Table 3 Few group energy structure

Group Number	Corresponding Fine Group Number*	Energy Width	
1	1 ~ 10	10.0 ~ 0.821	Mev
2	11 ~ 20	821 ~ 67.4	kev
3	21 ~ 30	67.4 ~ 5.53	kev
4	31 ~ 45	5.53 ~ 0.130	kev
5	46 ~ 55	130 ~ 10.7	ev
6	56 ~ 58	10.7 ~ 5.04	ev
7	59 ~ 66	5.04 ~ 0.683	ev
8	67 ~ 72	0.683 ~ 0.320	ev
9	73 ~ 78	0.320 ~ 0.110	ev
10	79 ~ 86	0.110 ~ 10 <sup>-5</sup>	ev

\* used in cell calculation.

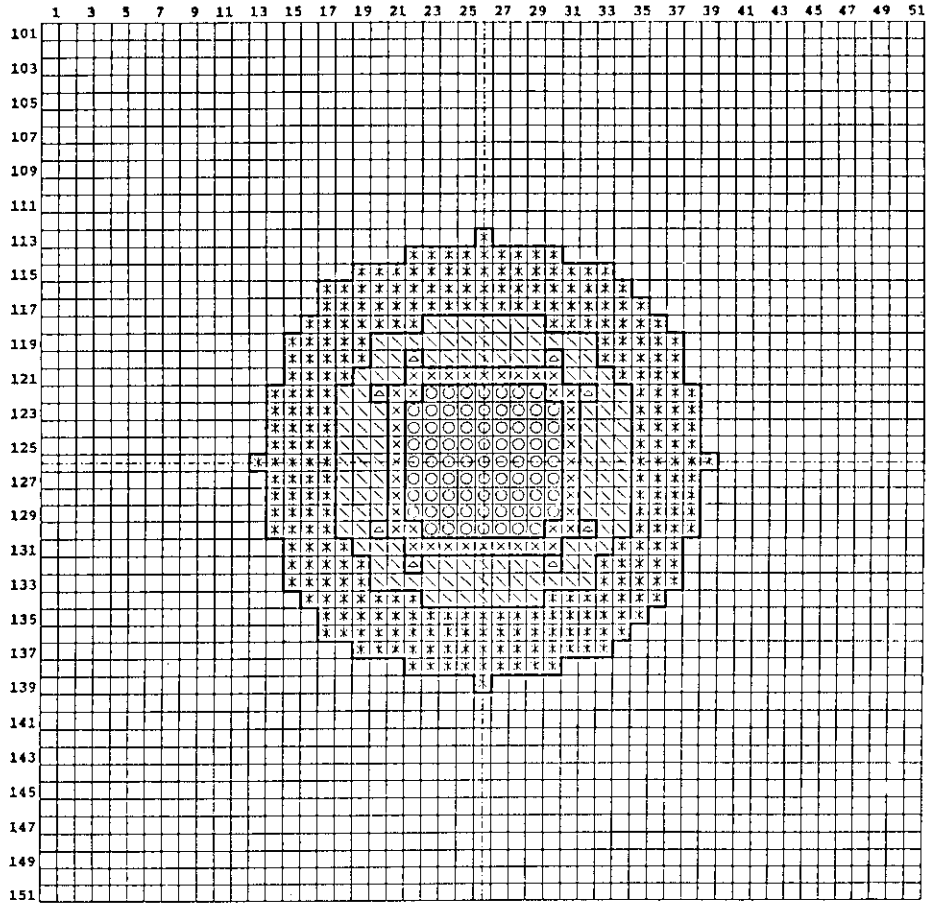
Table 4 Comparison of the measured and calculated  $K_{\infty}$  in the test zone of the FCA-XIV-1 core

	Experiment	Calculation
$B_x^2$ ( $10^{-3}$ cm <sup>-2</sup> )	1.168 ± 0.043	—
$B_y^2$ ( $10^{-3}$ cm <sup>-2</sup> )	1.149 ± 0.032	—
$B_z^2$ ( $10^{-3}$ cm <sup>-2</sup> )	0.736 ± 0.022	—
$B_m^2$ ( $10^{-3}$ cm <sup>-2</sup> )	3.053 ± 0.058 <sup>(a)</sup>	2.90 <sup>(c)</sup>
	(C/E = 0.95)	
$K_{\infty}$	1.1810 ± 0.0034 <sup>(b)</sup>	1.1731 <sup>(c)</sup>
	(C/E = 0.9933)	

(a)  $B_m^2 = B_x^2 + B_y^2 + B_z^2$  (Eq. (2))

(b) from Eq. (1) with  $M^2 = 59.3$  cm<sup>2</sup>

(c) 86 energy group cell calculation using the SRAC code system.



- Test zone
- × Buffer zone
- △ FCA safety/control rod
- Enriched uranium/Pu driver zone
- \* Radial Blanket

Fig.1 Horizontal cross-section of the FCA-XIV-1 core

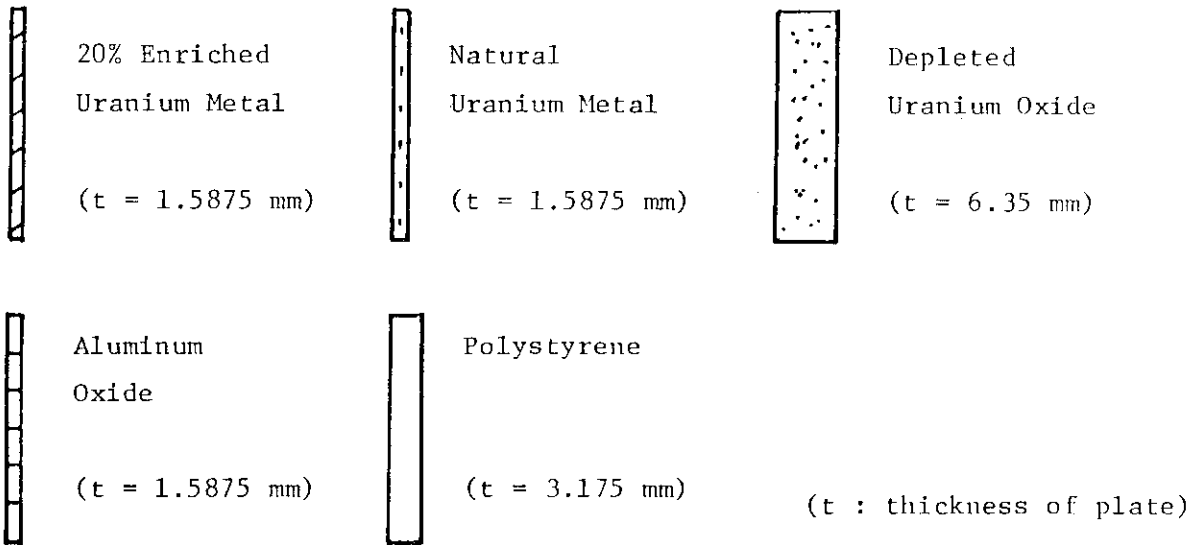
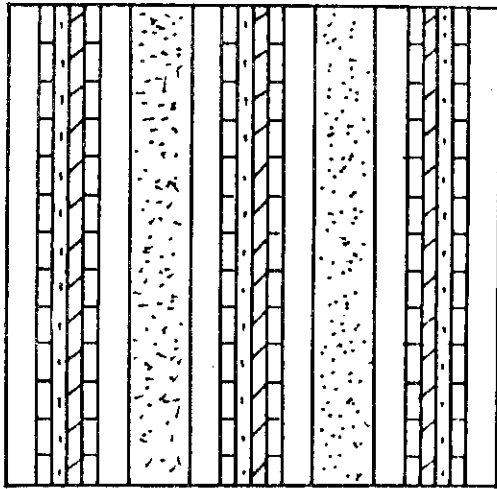


Fig. 2 Plate configuration in test zone cell  
- EU06A Cell -



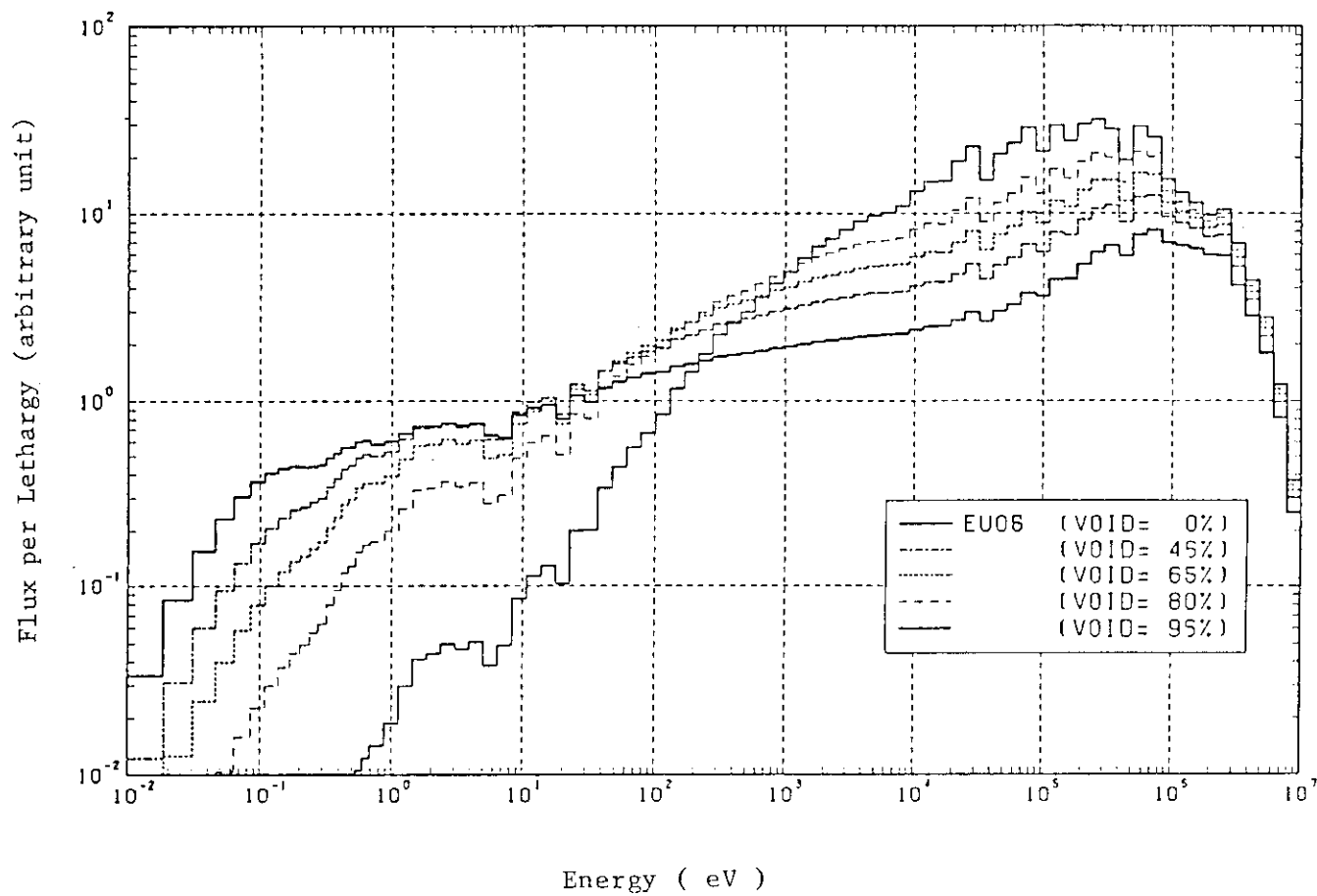
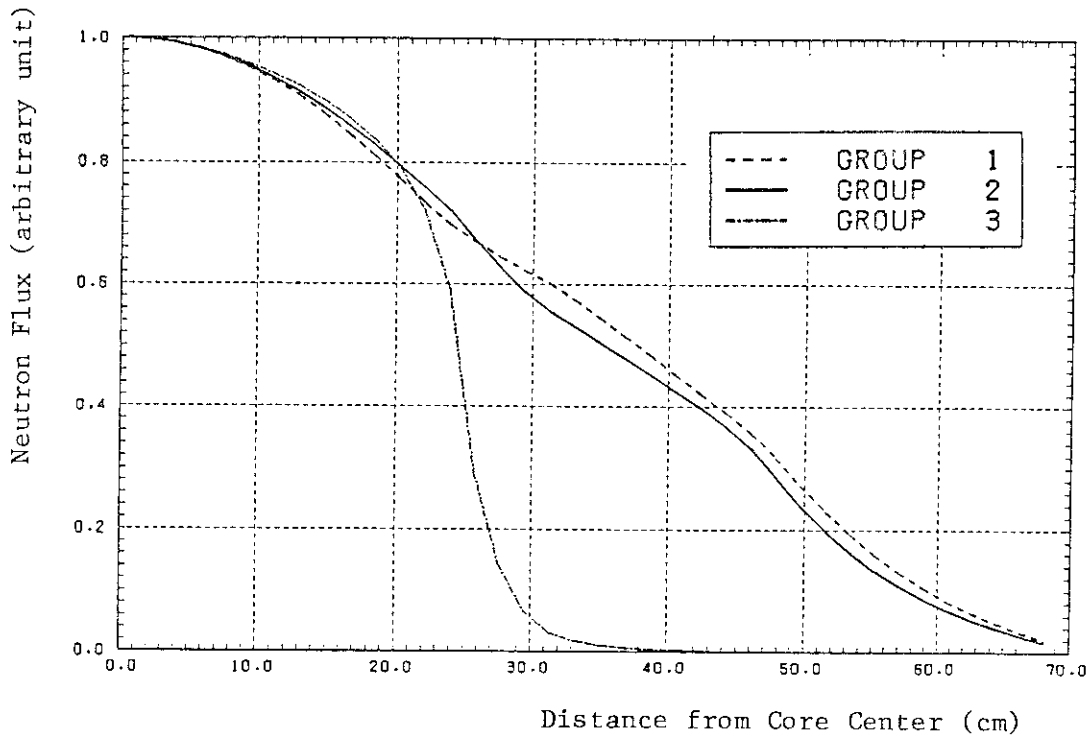
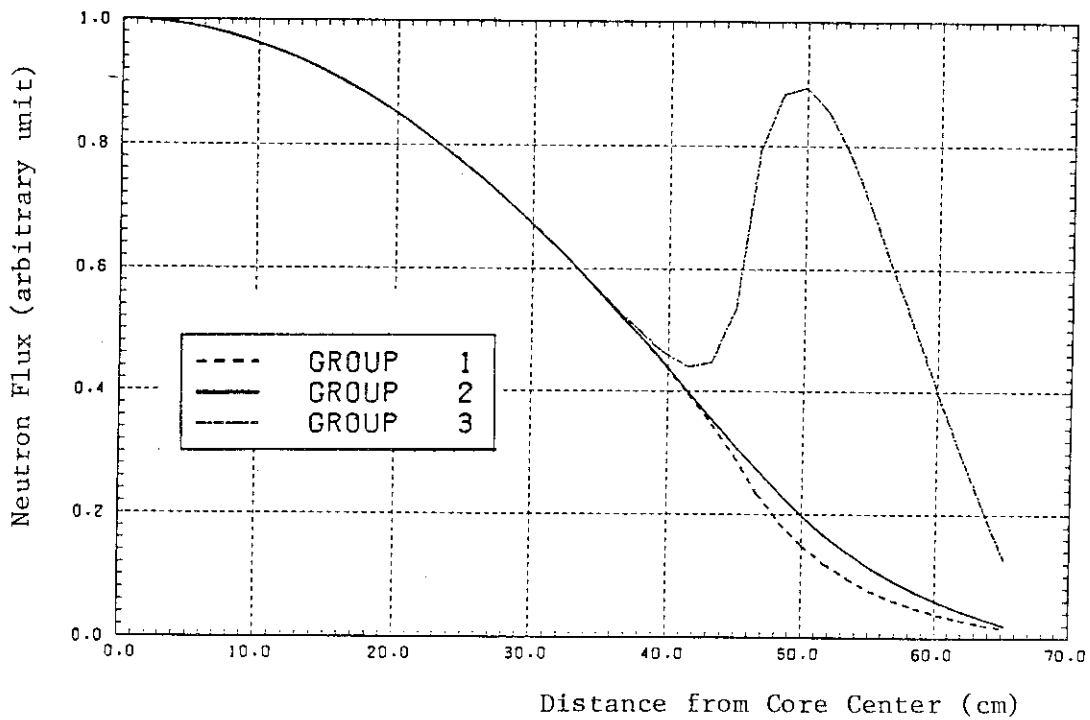


Fig.3 Void characteristics of neutron spectra in EU06A cell



(1) X-Direction



(2) Z-Direction

Fig.4 Neutron flux distributions in the FCA-XIV-1 core

Group 1 (10 MeV~67 keV)

Group 2 (67 keV~0.68 eV)

Group 3 (0.68 eV~ $10^{-5}$  eV)

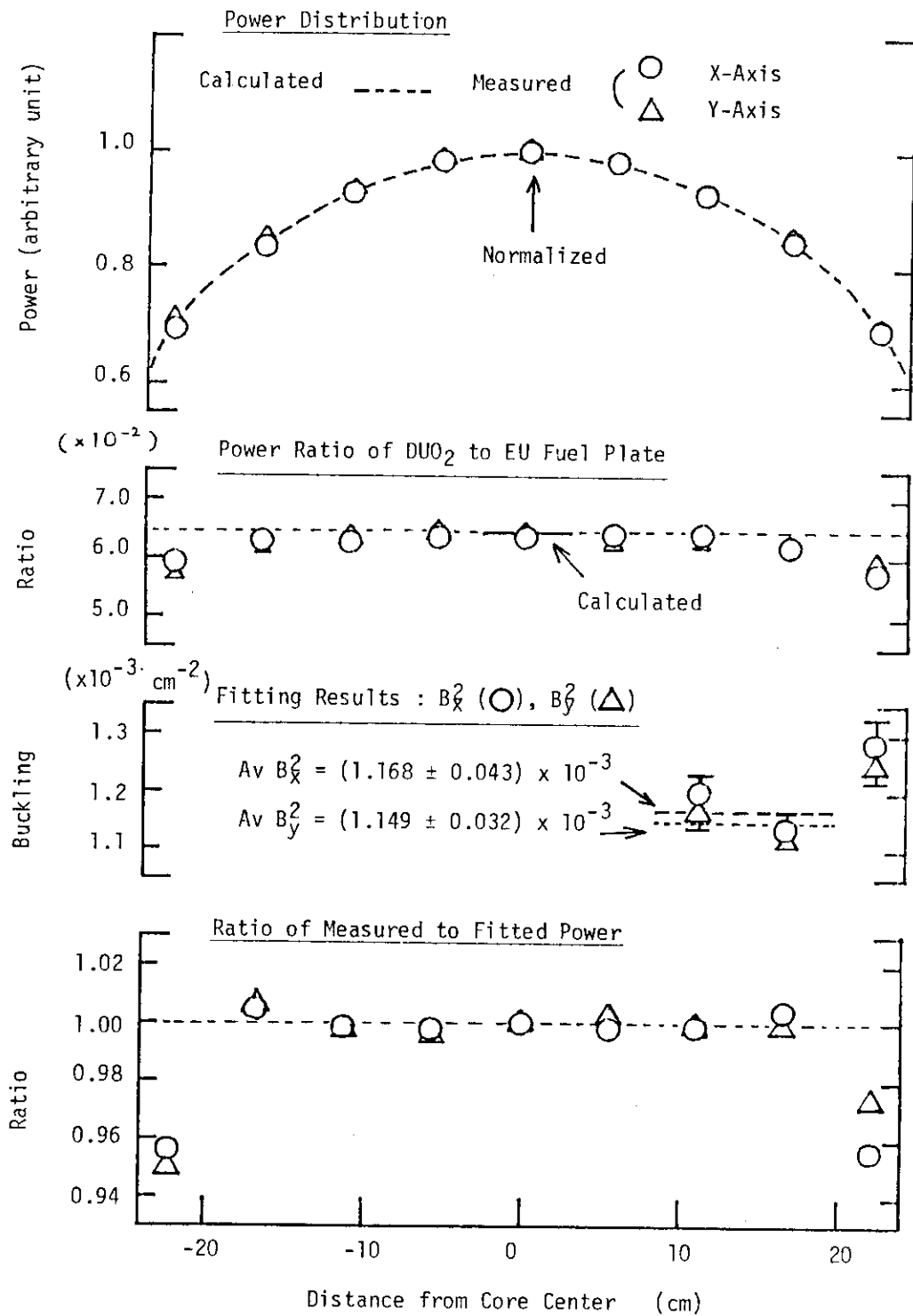


Fig.5 Estimation of X-axis and Y-axis bucklings

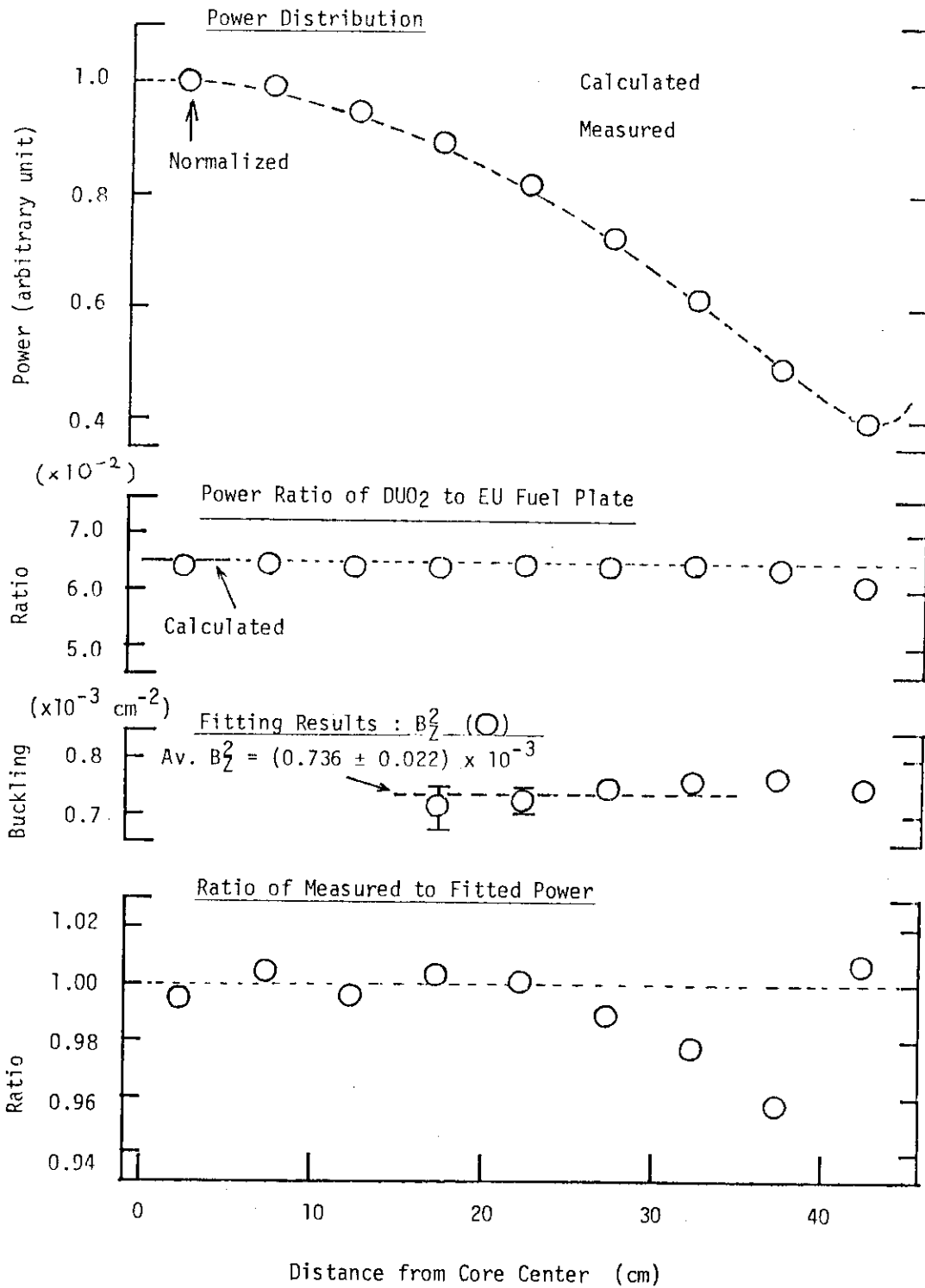


Fig. 6 Estimation of Z-axis buckling

2.3 Reactor Physics Experiments and Theoretical Investigations

for

Tight Lattice Light Water Reactors

R. Chawla \*

Swiss Federal Institute for Reactor Research

5303 Wuerenlingen, Switzerland

---

\* 当研究会のGuest Speaker として (財) 原子力データ・センターにより招聘された。

Summary

In spite of their relatively poor fuel utilization characteristics, standard light water reactors (LWRs) continue to dominate the nuclear energy scene worldwide. With the large-scale commercial deployment of fast breeder reactors not expected for several decades, modifications to LWRs for increasing the conversion ratio, and thereby improving fuel utilization, have been receiving serious consideration in various countries. The commonly pursued light water high converter reactor (LWHCR) concept is that involving the use of tight lattice,  $\text{PuO}_2/\text{UO}_2$ -fueled cores in pressurized water reactors - emphasis being on achieving a conversion ratio  $\geq 0.9$  while retaining as much of existing PWR technology as possible

The various LWHCR studies carried out to date have indicated basic feasibility for such a concept but, at the same time, they stress the need for concentrated R&D efforts in a number of key problem areas where experimental evidence is lacking. Probably the most important of these is the reactor physics, with calculational results from alternative standard methods and data sets showing very much greater differences than encountered for normal LWR cores. This follows from the fact that existing calculational tools have remained largely untested for the unique physics characteristics of an operating LWHCR, e.g. the intermediate neutron energy spectrum with dominating effects from the low-energy (eV-range) resonances of the Pu isotopes as well as of  $^{238}\text{U}$ .

The completed first phase (1981-82) of experiments with LWHCR test zones in the thermally driven, zero-power reactor facility, PROTEUS, at Wuerenlingen probably represents the first set of integral measurements directly relevant to the physics design of LWHCRs. Two effective fissile-Pu enrichments were investigated, viz. 6% and 8%, the reference lattice having a volumetric fuel-to-moderator ratio of 2.0. Although a limited series of reactivity-effects measurements was also carried out, the main part of the programme was devoted to measuring integral reaction rate ratios and  $k_{\infty}$ , i.e. parameters directly reflecting the neutron balance in the test zone. A combination of experimental techniques was employed, accuracies ( $1\sigma$ ) of  $\pm 2$  to 3% being attained for the reaction rate ratios and  $\pm 1$  to 1.5% for  $k_{\infty}$ . Three different H<sub>2</sub>O-voidage states were investigated, viz. 0, 42.5 and 100% void - an important aim of the experiments being to provide diagnostic checks for the  $k_{\infty}$  void coefficient and its individual components.

There were certain shortcomings in the PROTEUS-LWHCR Phase I programme, stemming largely from restrictions on the fuel materials available for constructing the test zones. Nevertheless, there has been widespread interest in the measurements, and a number of international publications have reported on comparisons with lattice calculations using, for the main part, standard LWR methods and data. The latter include libraries based on ENDF/B, U.K., KEDAK and JENDL data files. A survey of the various calculational results shows that differences between them are as high as 5% in reactivity, 10% in conversion ratio and  $8 \times 10^{-4}/\%$  in the  $k_{\infty}$  void coefficient over the

total voidage range. These differences are qualitatively consistent with the high sensitivity of intermediate-spectrum LWHCR calculations to current-day uncertainties in the basic nuclear data, as reported in a recent French study. More detailed analysis of the integral parameters measured in the PROTEUS test lattices shows that there is evidence of spectrum-dependent trends and, in several cases, of compensating calculational errors in the contributions of individual reaction rates. Nevertheless, it is encouraging to note that calculations using "newer" data libraries are the ones which give the more consistent, overall agreement with experimental results.

A series of LWHCR-relevant measurements in the SNEAK fast reactor facility at KfK-Karlsruhe was carried out in 1984 - whereby a central test zone of 12% fissile-Pu mixed-oxide rods was investigated using a polystyrene matrix for moderator simulation. Emphasis was placed on the measurement and interpretation of reactivity effects of polystyrene removal (void simulation) from zones of various sizes, the aim being to provide an alternative basis for LWHCR void coefficient assessment. The experiments have been evaluated in relative terms, i.e. as  $\Delta\rho$ -ratios, and it has been indicated that calculational results for these are less sensitive to methods/data libraries than are calculated values of  $k_{\infty}$  and reaction rate ratios for different voidage states.

There are two experimental programmes on LWHCR physics currently in progress in Europe, which are proving to be considerably more



comprehensive than the earlier ones. These are the French (CEA/EdF) programme using reactor facilities at Cadarache and Grenoble, and the PROTEUS-LWHCR Phase II experiments at Wuerenlingen which are being conducted under a joint German/Swiss co-operative agreement (EIR/KWU/KfK). Specially fabricated mixed-oxide fuel rods are being used in each case, thus overcoming the major shortcomings of the earlier experiments. Apart from providing improved neutron balance data for a range of LWHCR core designs and voidage conditions, the new measurements also concern various power-reactor features. These include control rod worths for different absorber materials, the influence of fertile zones and other core heterogeneities, and effects related to burnup.

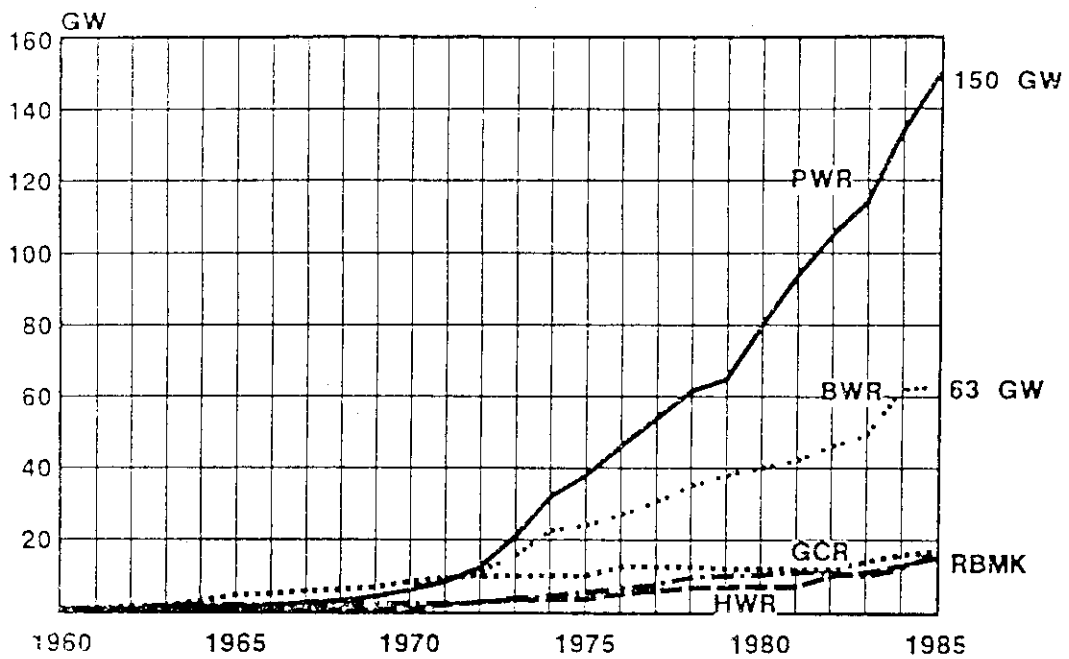
First results for neutron balance components measured in the PROTEUS-LWHCR Phase II reference lattice have confirmed that experimental accuracies are significantly better than those attained in Phase I, being typically  $\pm 1.5\%$  for reaction rate ratios and  $\pm 0.5\%$  for  $k_{\infty}$ . Moreover, comparisons with calculations, while broadly consistent with those made earlier, have been shown to be more LWHCR-representative. A set of relative control rod worth measurements in the new PROTEUS test zone exemplifies the broadening of the range of LWHCR-relevant investigations under way in Switzerland, as also in France. Thus, for example, it has been possible to confirm earlier theoretical studies which reported that  $B_4C$ , even without  $^{10}B$  enrichment, is the most promising candidate as control rod material for LWHCRs.

Clearly, comprehensive experimental programmes such as the above are essential for obtaining a sufficiently broad and accurate base for testing LWHCR design calculations. A complementary task which needs to be carried out in parallel is the development of appropriate theoretical methods and cross-section libraries. Thus, for example, not just uncertainties in basic differential data, but also the approximations made in processing and resonance treatment have to be closely scrutinized. Also expected to play an important role are theoretical sensitivity studies, e.g. in testing the existing methodology for complex core calculations and in assessing the uncertainties associated with extrapolating from experiments of the type currently described to conditions in an operating power reactor.

1. INTRODUCTION -

Tight Lattice LWRs, R&D Needs

NUCLEAR ENERGY SCENE WORLDWIDE



(from van den Daame, 1986)

- LWRs continue to dominate
- Fast breeder commercialization postponed
- Pu-recycle in LWRs, a reality
- Incentives to increase conversion ratio in LWRs:
  - "active" Pu storage (quantity/quality)
  - lower uranium consumption
  - in longterm, symbiosis with breeders (reduced "mixed" costs)

TIGHT LATTICE LWRs

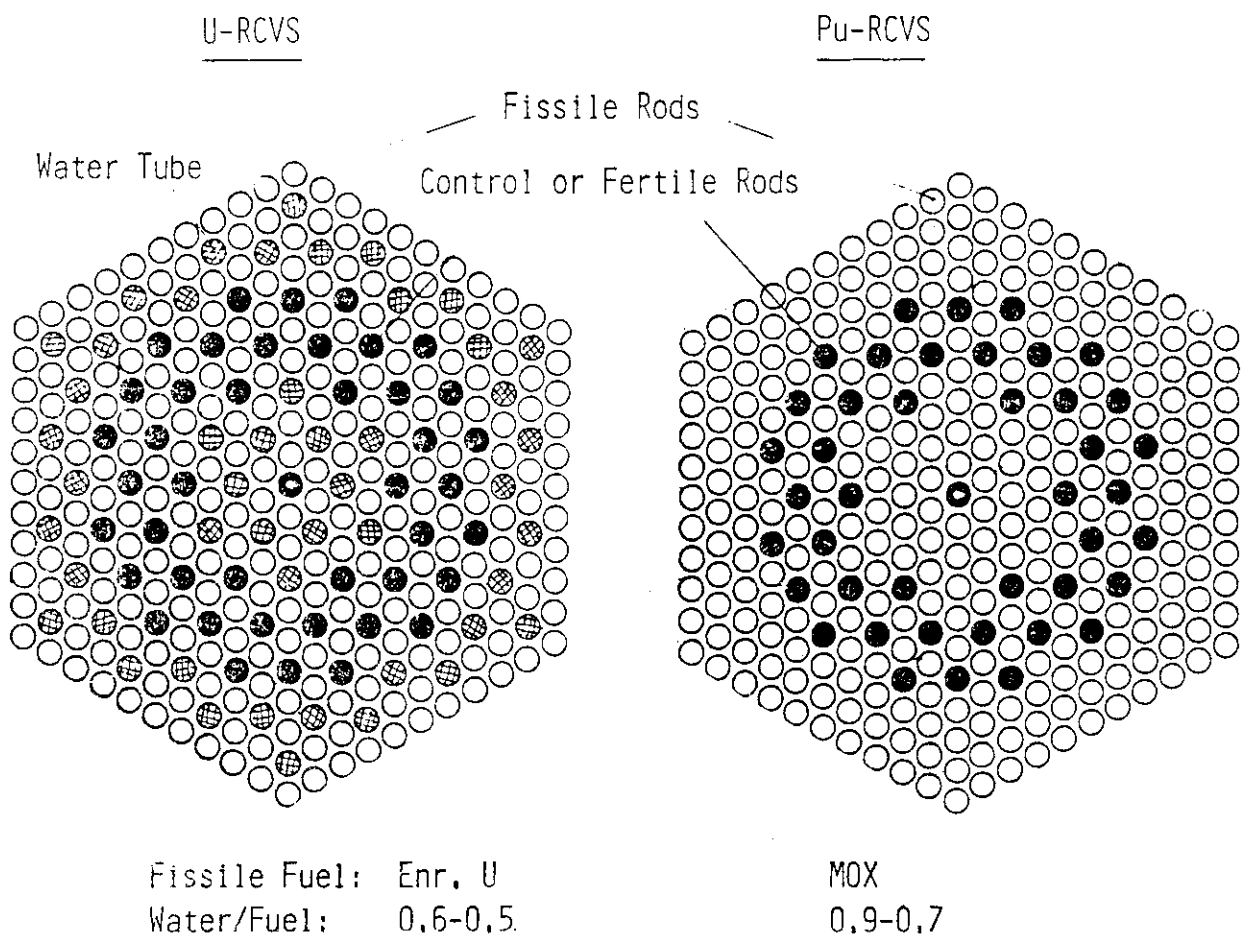
LWHCR:	<u>L</u> ight <u>W</u> ater <u>H</u> igh <u>C</u> onverter <u>R</u> eactor	(USA)
FDWR:	<u>F</u> ortgeschrittener <u>D</u> ruckwasserreaktor	(BRD, CH)
RSM, RCVS:	<u>R</u> eacteur <u>S</u> ous- <u>M</u> oderé, <u>R</u> eacteur <u>C</u> onvertible à <u>S</u> péctre <u>V</u> ariable	(F)
HCPWR:	<u>H</u> igh <u>C</u> onversion <u>P</u> ressurized <u>W</u> ater <u>R</u> eactor	(J)

Common Features:

- Hexagonal, tight-pitch core (PWR)
- 6 - 8 % fissile-Pu MOX
- 4 - 8 t Pu inventory
- $\geq 40,000$  MWD/t burnup
- $\geq 0.85$  conversion ratio

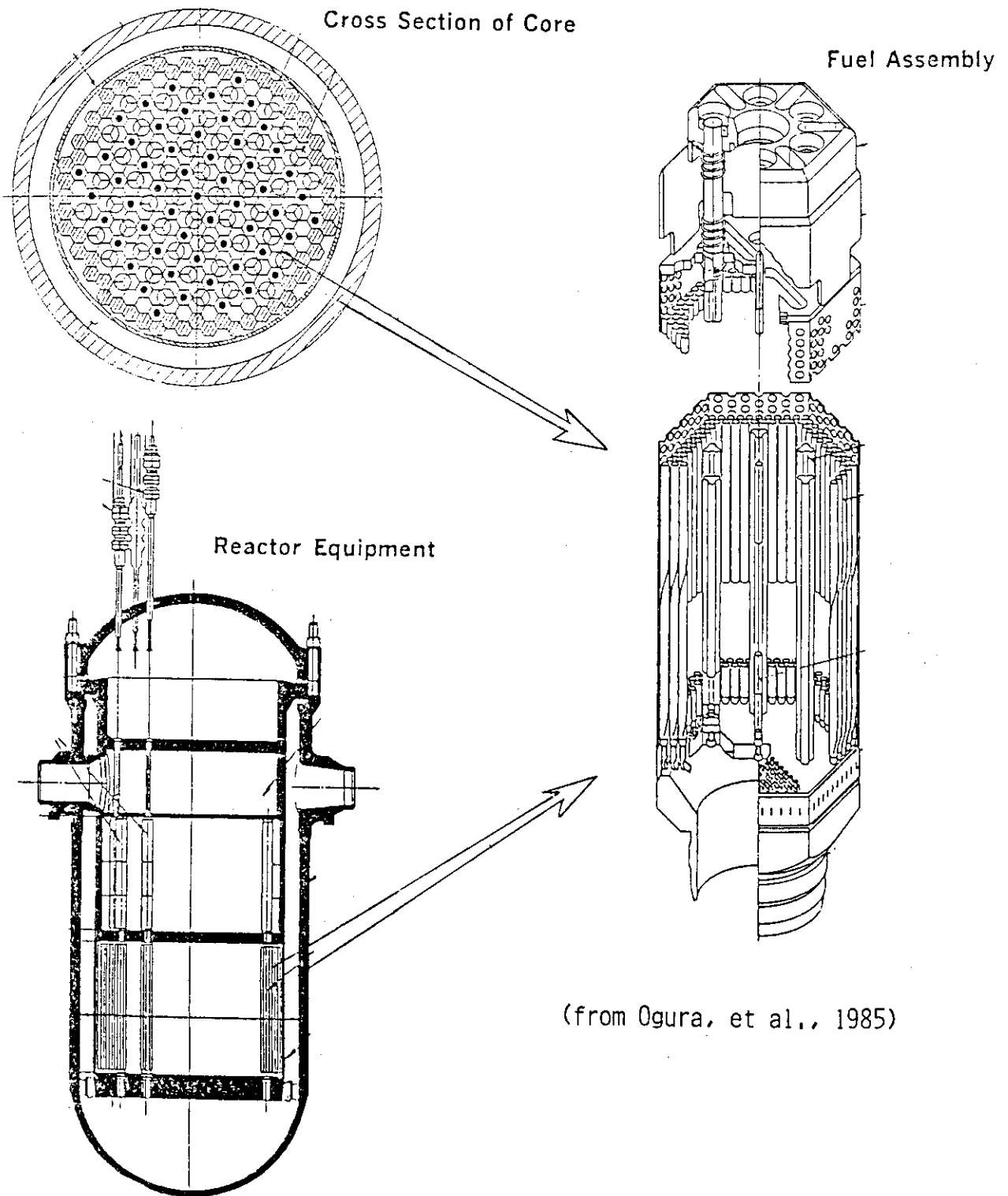
FRAMATOME RCVS CONCEPT

- Hex. Assemblies in Core
  - 1/3 with Control Rods
  - 2/3 with Fertile Rods (spectral shift)



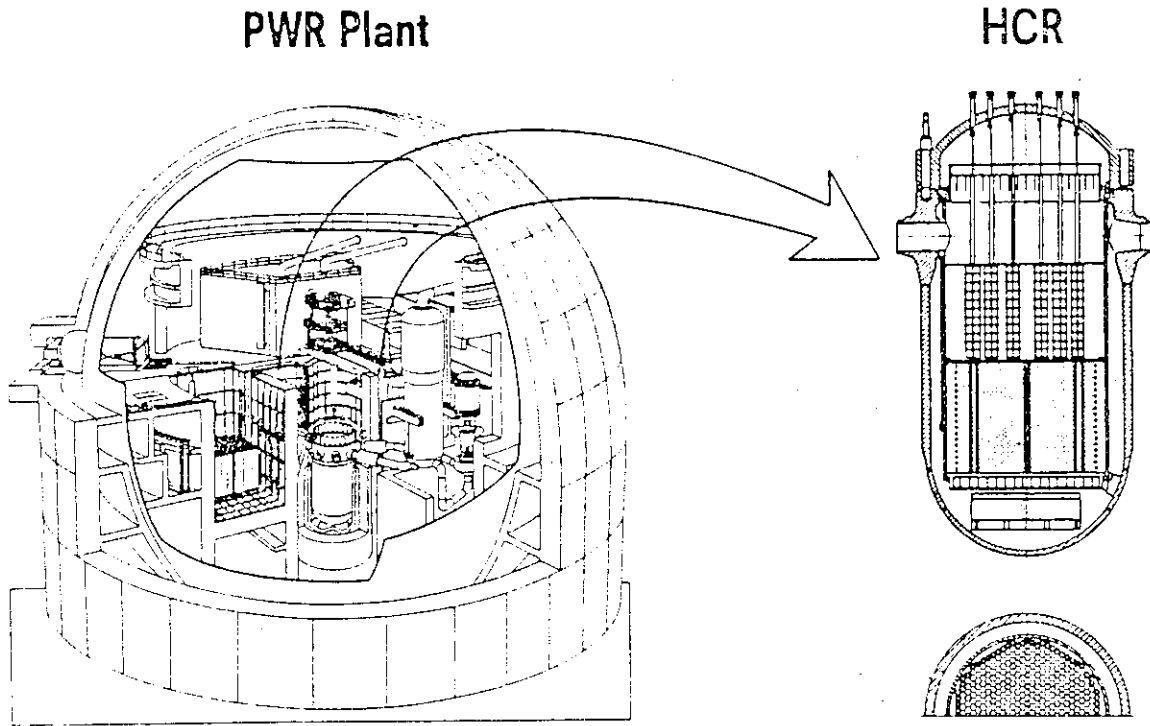
(from Vallée, et al., 1986)

MITSUBISHI HCPWR CORE IN APWR VESSEL



(from Ogura, et al., 1985)

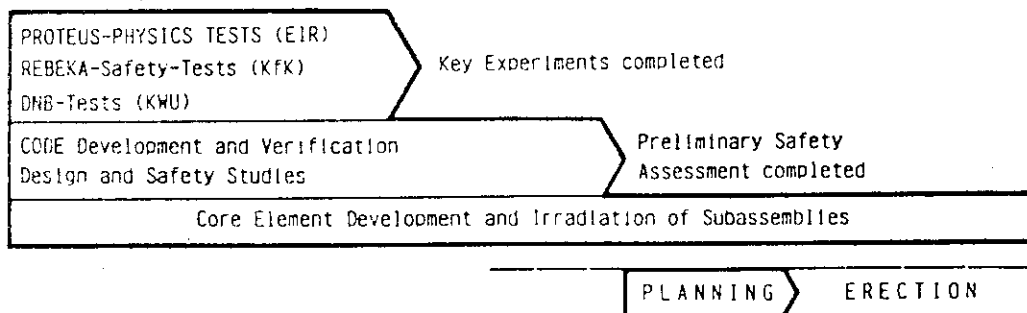
KWU CONCEPT AND DEVELOPMENT PROGRAMME



- Limited Plant Modifications
- 7.5 % fissile-Pu, Moderator/Fuel~0.5

85	86	87	88	89	90	91	92	93	94
VERIFICATION of CONCEPT						DEMONSTRATION of CONCEPT			

Major Tests



(from Goetzmann, et al., 1986)



NECESSARY R & D

- Reactor Physics\*
- Critical Heat Flux
- LOCA Thermohydraulics
- Mechanical Design
- Materials Testing
- Fuel Irradiation Programme
- Optimization Studies

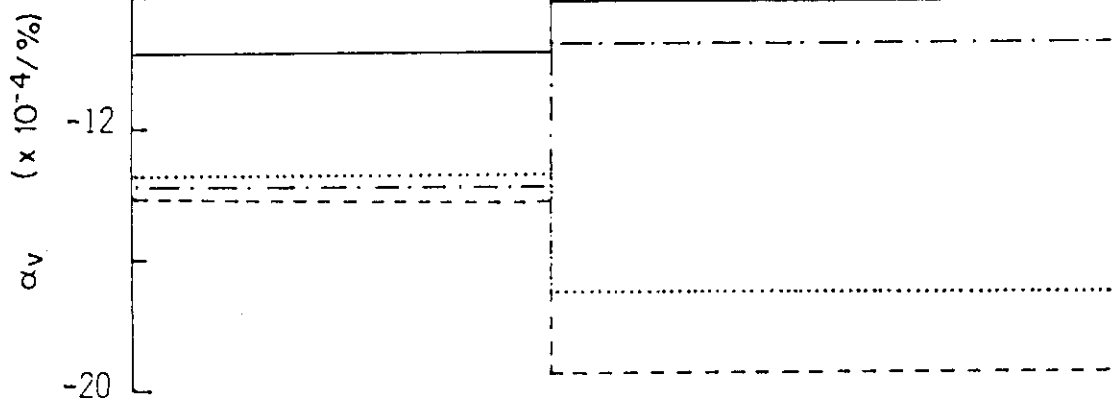
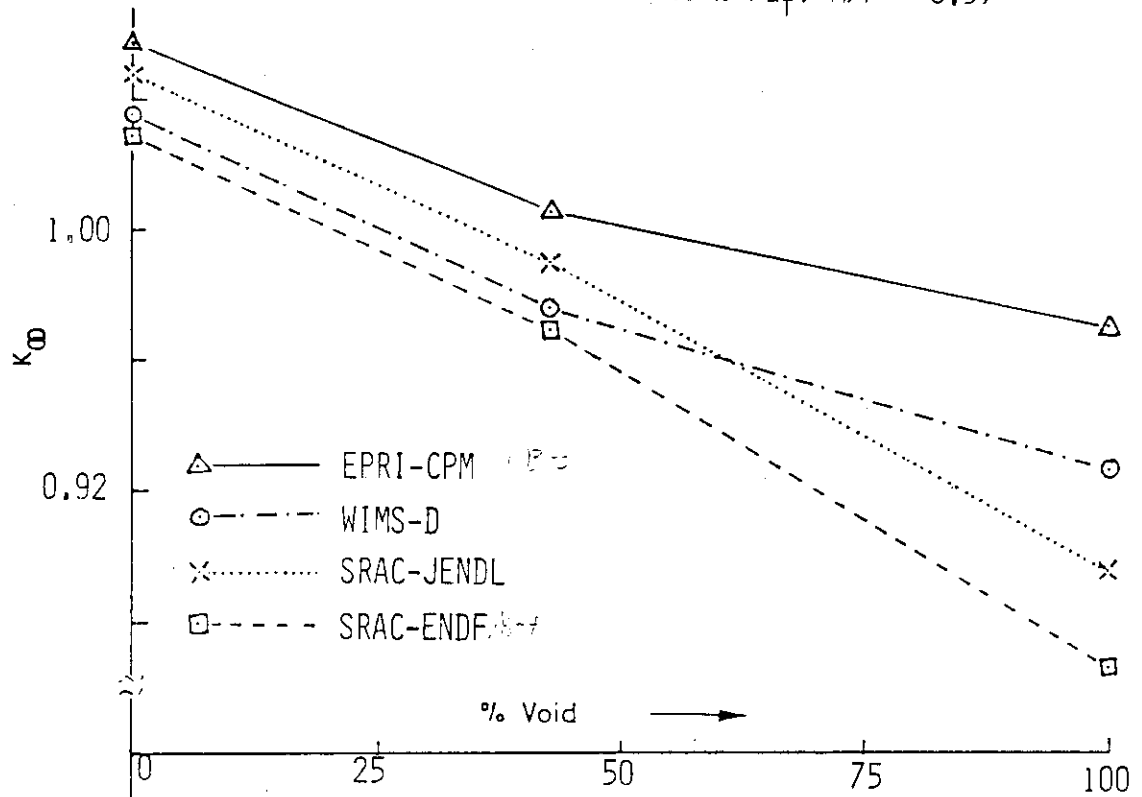
\* Uncertainties effect:

- Fuel assembly & control system design
- Achievable conversion ratios, burnup
- Reactivity coefficients (especially void coeff.)
- Safety analysis

2. PHYSICS FEATURES

REACTIVITY VARIATION WITH VOIDAGE

(6 % Pu<sub>f</sub>, M/F ~ 0.5)



$$\alpha_v = \frac{\Delta k_{\infty}}{k_{\infty} \Delta v}$$

Void Coeff. Target Accuracy ~ 1.5 x 10<sup>-4</sup>/% !!

BREAKDOWN OF THE  $K_{\infty}$  VOID COEFFICIENT

$$v_1 \% \rightarrow v_2 \% \Rightarrow K_{\infty 1} \rightarrow K_{\infty 2} ; \Delta v \Rightarrow \Delta K_{\infty}$$

$$\bar{K}_{\infty} = \frac{\bar{P}}{\bar{A}}$$

$$\text{REACTION I} \Rightarrow \left[ \frac{\Delta K_{\infty}}{\bar{K}_{\infty}} \right]_I \approx - \frac{\Delta A_I}{\bar{A}} + \frac{\Delta P_I}{\bar{P}}$$

( $\Delta A_I, \Delta P_I$ )

$$\text{SUM}_I \left[ \frac{\Delta K_{\infty}}{\bar{K}_{\infty}} \right]_I = \frac{\Delta K_{\infty}}{\bar{K}_{\infty}}$$

$\div \Delta v$

$\div \Delta v$

INDIVIDUAL REACTION RATE CONTRIBUTIONS

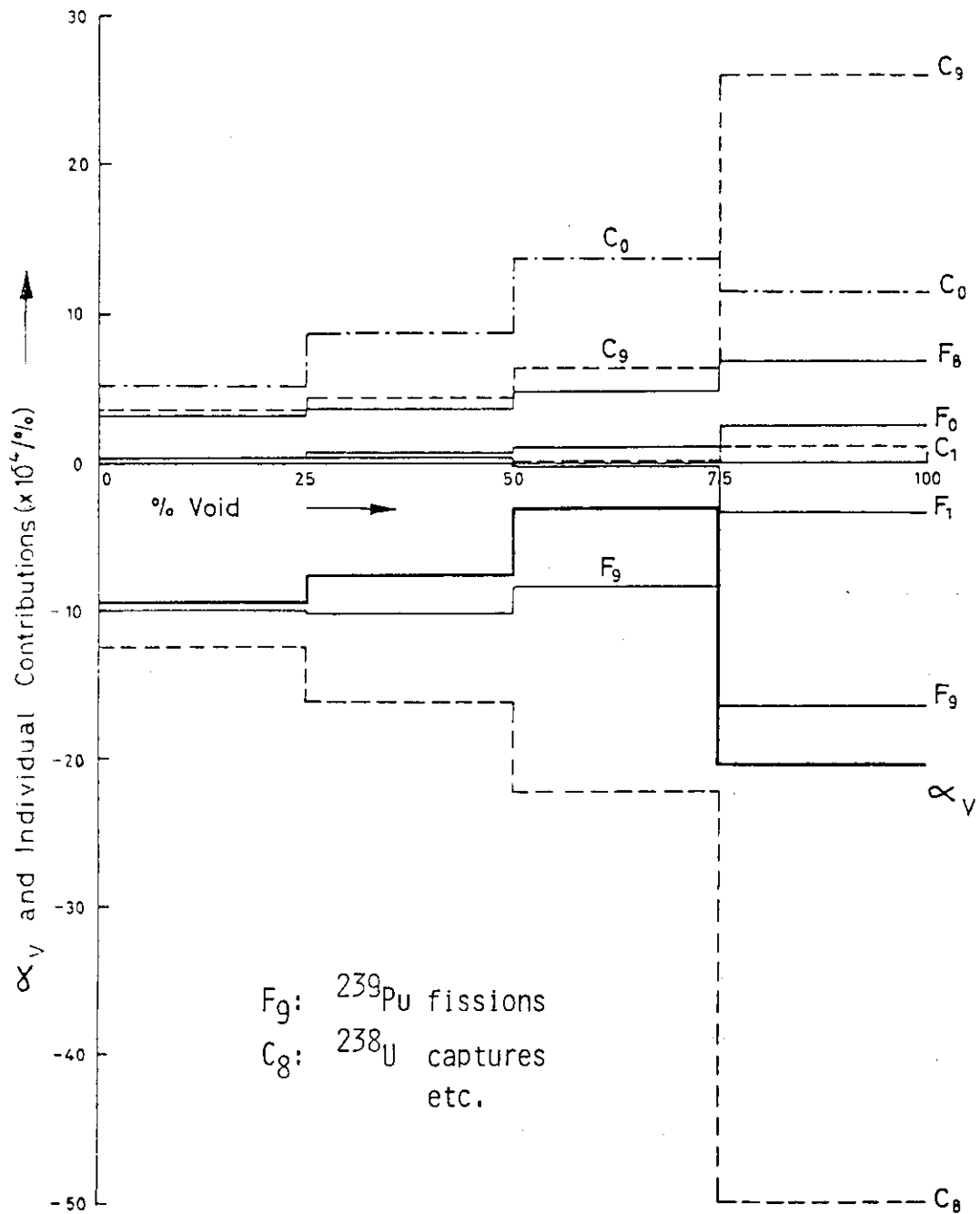
NET VOID COEFFICIENT,

$$\propto_{VI}$$

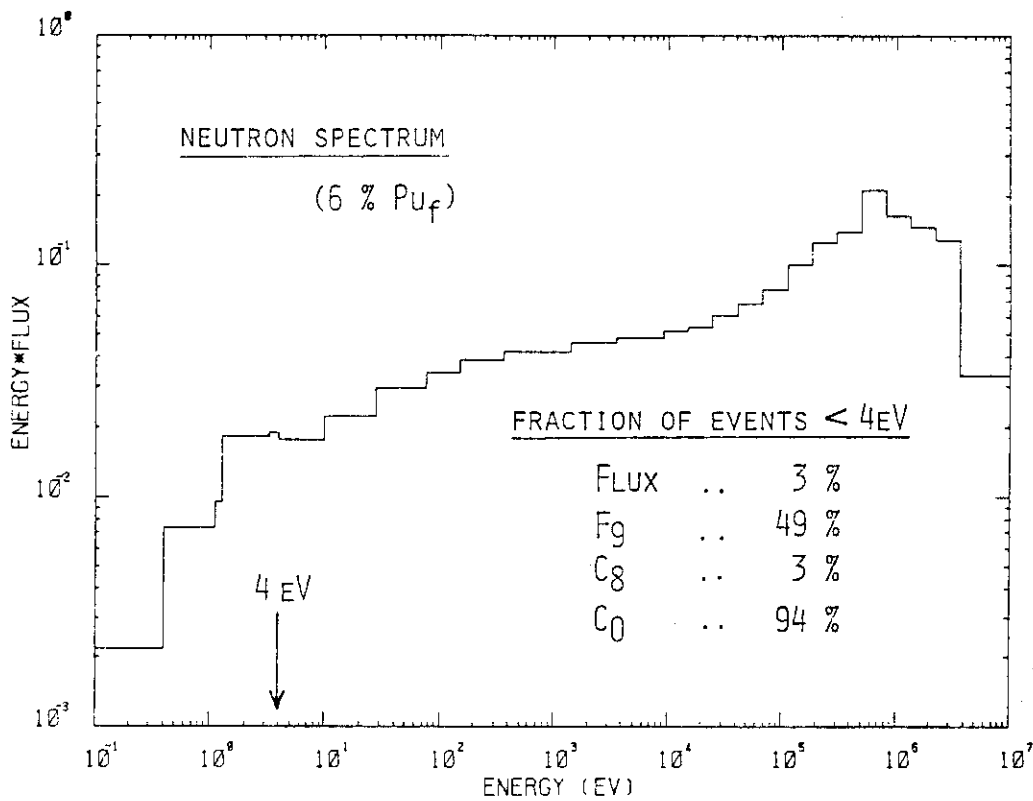
$$\alpha_V = \frac{\Delta K_{\infty}}{\bar{K}_{\infty} \Delta v}$$

$\alpha_v$  AND ITS COMPONENTS - AN EXAMPLE

(WIMS-D)



UNIQUE PHYSICS CHARACTERISTICS



- Intermediate neutron spectrum, 6-8 % Pu<sub>f</sub> fuel
- Pre-1982 integral experiments inadequate  
(either fuel or M/F or both non-representative)
- Evidence lacking for predominantly eV-resonance events in <sup>238</sup>U & Pu isotopes
- Existing methods/data largely untested for LWHCR applications

### 3. THE PROTEUS-LWHCR PHASE I PROGRAMME

#### 3.1 Experimental Lattices and Measurements

##### PROTEUS-LWHCR PHASE I EXPERIMENTS

(1981-82)

##### Main Aims:

- Neutron Balance in a Pu-Fueled LWHCR
- Void Coefficient ( $k_{\infty}$ ) and its Components

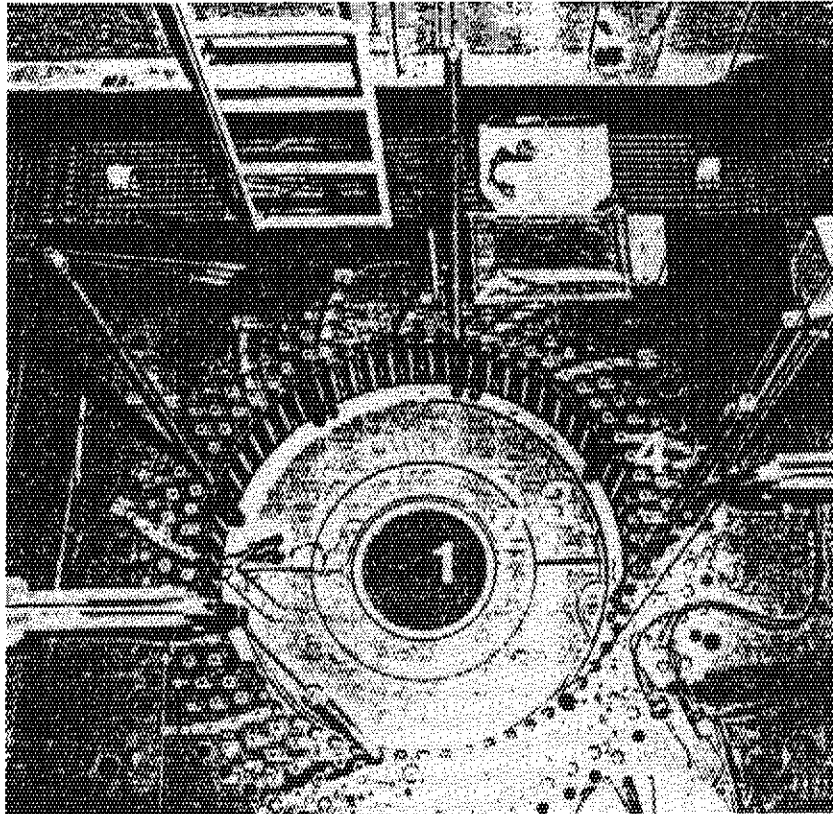
##### Reactor Configuration:

- 0.43 m-dia Test Zone ( $\sim$  40 kg Pu)
- Nat U-Metal Buffer
- Thermal Driver Zones (5 % en.  $UO_2$ )

##### Types of Measurements:

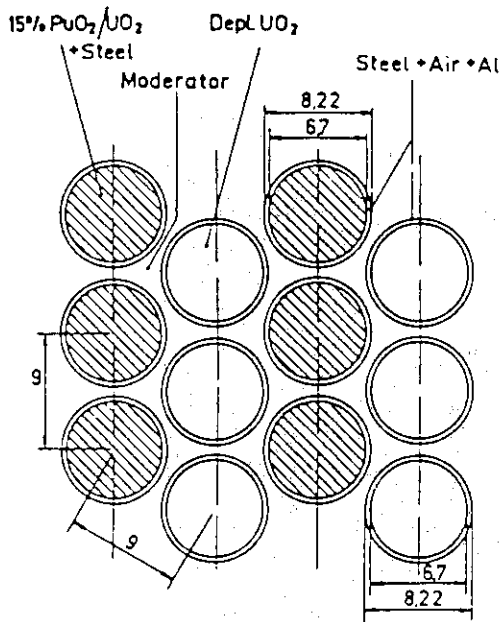
- Central Reaction Rate Ratios
- Reaction Rate Traverses (Buckling,  $k_{\infty}$ )
- Reactivity Effects

TOP VIEW OF THE PROTEUS REACTOR



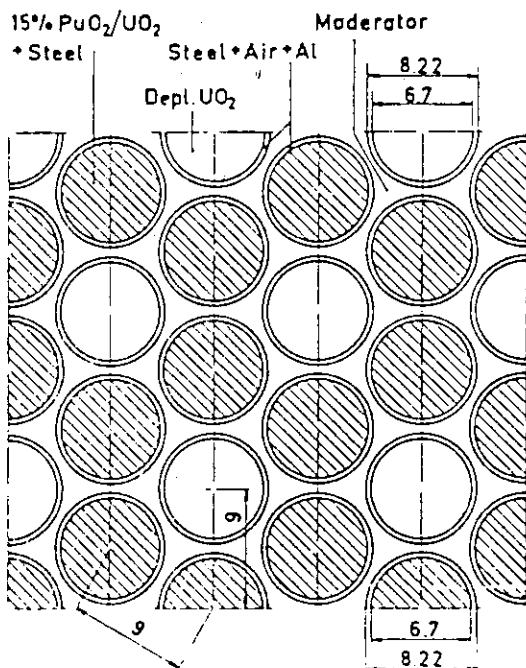
- 1: LWHCR Test Zone
- 2: U-Metal (nat) Buffer
- 3: D<sub>2</sub>O - UO<sub>2</sub> (5 %) Driver
- 4: Graphite - UO<sub>2</sub> (5 %) Driver

TEST LATTICES FOR CORES 1-6



Cores 1-3

- 1:1 lattice ( $\sim 6\%$   $Pu_f$ )
- M/F  $\sim 0.5$
- Magnox Pu
- Moderators:
  - $H_2O$  (0% void)
  - Dowtherm (42.5% void)
  - Air (100% void)



Cores 4-6

- 2:1 lattice ( $\sim 8\%$   $Pu_f$ )
- central test region  
 $\sim 0.20$  m-dia
- reaction rate ratios only



TWO-ROD HETEROGENEITY EFFECTS

- Differences between calculated results for actual (2-rod) lattices and those for corresponding "homogenized" single-rod cases:

$$\leq 1 \% \text{ for } k_{\infty}$$

$$\leq 3 \% \text{ for } C_8/F_9, F_8/F_9$$

$$\leq 15 \% \text{ for } F_5/F_9, F_1/F_9$$

- Agreement between alternative calculational methods for assessing these effects satisfactory
- Resulting uncertainties in using the experiments as benchmarks for homogeneous-design LWHCRs typically:

$$< \pm 0.5 \% \text{ for } k_{\infty}$$

$$< \pm 1 \% \text{ for } C_8/F_9, F_8/F_9$$

$$< \pm 3 \% \text{ for } F_5/F_9, F_1/F_9$$

INFLUENCE OF OUTER REACTOR REGIONS

- Insignificant uncertainties in calculated corrections for central reaction rate ratios
- 1-D (radial) whole-reactor modeling usually sufficient
- Transport theory necessary for evaluating radial traverses:
  - net uncertainties in corrections for buckling
  - $\sim \pm 1.5 \text{ m}^{-2}$  in Phase I
  - ( $\sim \pm 1 \%$  in  $k_{\infty}$  for Cores 1, 3)
- Global characteristics, e.g. whole-reactor reactivity changes, much more sensitive to outer regions
- Central reactivity worths best interpreted as ratios

MEASUREMENT TECHNIQUES AND ACCURACIES

● Reaction Rate Ratios

- 65 - 85 % of neutron absorptions measurable
- Tools: activation foils, fission chambers, SSTRs
- Methods: absolute, thermal comparison
- Typical errors in Phase I ( $1\sigma$ ):

systematic	$\sim \pm 1 \%$
statistical	$\sim \pm 1 \%$
corrections	$\sim \pm 2 \%$
(e.g. foil effects)	
net	<u><math>\sim \pm 2.5 \%</math></u>

●  $k_\infty$

Wet lattices:

- $B_m^2$  via reaction rate traverses  
(net error  $\sim \pm 2 \text{ m}^{-2}$  in Phase I)
- Errors in calculated  $M^2$ -values relatively small
- $k_\infty$  errors  $\sim \pm 1$  to  $1.5 \%$

Dry lattice:

- Application of null-reactivity technique  
(cell worth)
- $k_\infty$  error  $< \pm 1 \%$

### 3. THE PROTEUS-LWHCR PHASE I EXPERIMENTS

#### 3.2 Computational Analyses

##### CALCULATIONAL METHODS AND DATA APPLIED

<u>Method</u>	<u>Data</u>
EPRI-CPM (USA) - Hettergott, et al., 1983	- ENDF/B-3, adjusted
CASMO (Studsvik) - Johansson, 1985	/ ENDF/B-3, adjusted \ UK (~ standard WIMS)
SRAC (JAERI) - Ishiguro, et al., 1984	/ ENDF/B-4 \ JENDL-2
WIMS-D (EIR-Würenlingen)	/ standard (pre-1970) \ "1981" library
WIMS-E (Mitsubishi) - Ogura, et al., 1985	- modified "1981"
KAPROS (KfK-Karlsruhe) - Broeders, 1985	/ KARBUS, KEDAK-4 \ GRUCAH2, KFKINR (modified fast reactor code)

CALCULATION/EXPERIMENT FOR  $k_{\infty}$   
(6 %  $Pu_f$ )

	<u>Core 1</u> H <sub>2</sub> O	<u>Core 3</u> Dowtherm	<u>Core 2</u> Air
EPRI-CPM	1.01	1.01	1.07
CASMO-E3'	1.02	1.02	1.07
SRAC-E4	0.99	0.97	0.96
WIMSD-Std	0.99	0.97	1.02
WIMSD-81	1.01	1.01	1.04
WIMSE-81	1.00	1.00	1.03
KARBUS-K4	0.99	0.97	0.98
GRUCAH2-KFK	1.00	0.98	1.02
SRAC-J2	1.00	0.99	0.99

Differences upto 4-5 % for "wet" lattices !!

(~ 10 % for dry case)

CALCULATION/EXPERIMENT FOR  $C_8/F_9$   
 (6 %  $Pu_f$ )

	<u>Core 1</u>	<u>Core 3</u>	<u>Core 2</u>
	H <sub>2</sub> O	Dowtherm	Air
EPRI-CPM	0.93	0.95	0.93
CASMO-E3'	0.95	0.96	0.94
SRAC-E4	0.99	1.03	1.08
WIMSD-Std	1.00	1.05	1.04
WIMSD-81	0.95	0.98	0.99
WIMSE-81'	0.96	0.96	0.98
KARBUS-K4	1.01	1.06	1.11
GRUCAH2-KFK	1.04	1.06	1.02
SRAC-J2	0.96	0.99	1.03

Differences upto 10 % for "wet" lattices !!

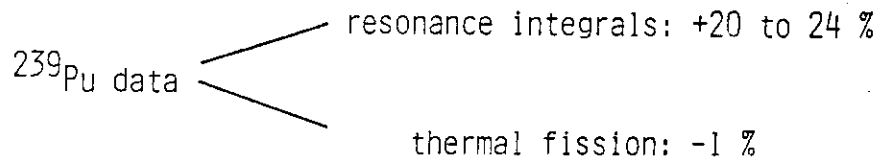
HIGH SENSITIVITY TO DATA UNCERTAINTIES

2 $\sigma$ -values for LWHCR parameters (due to data)

$k_{\infty}$	$\pm 5 \%$
Conversion ratio	$\pm 15 \%$
Void coefficient	$\pm 4 \times 10^{-4} / \%$

(from Barré, 1985)

Effects of "adjustments" - an example



(WIMS library: Std + 81)



	<u><math>k_{\infty}</math></u>	<u><math>C_8/F_9</math></u>
Core 1 (0 % void)	+2.8 %	-6.3 %
Core 3 (42.5 % void)	+4.5 %	-8.8 %

INVESTIGATION OF INCONSISTENCIES - AN EXAMPLEWIMSD-81 (EIR) and WIMSE-81 (Mitsubishi) Calculations for Core 1:

- Results for measurable reaction rates consistent
- $k_{\infty}$ , however, more than 1 % greater in EIR calculation

Calculated Neutron Balances:(normalized to  $F_0=1.00$ )

	<u>Absorptions</u>		<u>Productions</u>	
	<u>EIR</u>	<u>Mitsubishi</u>	<u>EIR</u>	<u>Mitsubishi</u>
$^{235}\text{U}$	0.10	0.10	0.17	0.17
$^{238}\text{U}$	1.22	1.22	0.45	0.44
$^{239}\text{Pu}$	1.53	1.53	2.89	2.89
$^{240}\text{Pu}$	0.33	0.38	0.04	0.04
Rest	<u>0.29</u>	<u>0.29</u>	<u>0.11</u>	<u>0.12</u>
Total	3.47	3.52	3.66	3.66

 $k_{\infty} = \text{Productions/Absorptions} \Rightarrow$  EIR value greater

due mainly to  
15 % lower  $^{240}\text{Pu}$  absorptions

→ Mitsubishi library has ENDF/B-4  $^{240}\text{Pu}$

(Shimada, 1985)



FUEL ENRICHMENT EFFECTS

- Higher conversion ratios require tighter lattices, higher fuel enrichment - larger fissile inventories, less negative void coefficient

Calculation/Experiment for  $C_8/F_9$

(6 % → 8 %  $Pu_f$ )

	<u><math>Pu_f</math> (%)</u>	<u>Cores 1/6</u> H <sub>2</sub> O	<u>Cores 3/4</u> Dowtherm	<u>Cores 2/5</u> Air
EPRI-CPM	6 %	0.93	0.95	0.93
	8 %	1.02	1.00	0.94
WIMSD-81	6 %	0.95	0.98	0.99
	8 %	1.03	1.01	1.01
KARBUS-K4	6 %	1.01	1.06	1.11
	8 %	1.08	1.10	1.09

- Enrichment dependent trends apparent for "wet" lattices, particularly H<sub>2</sub>O-moderated
- Trends (relative) similar for different methods/data
- Experimental errors must be borne in mind

VOID COEFFICIENT RESULTS $(\alpha_v, 0-100\% \text{ void}, 6\% \text{ Pu}_f)$ 

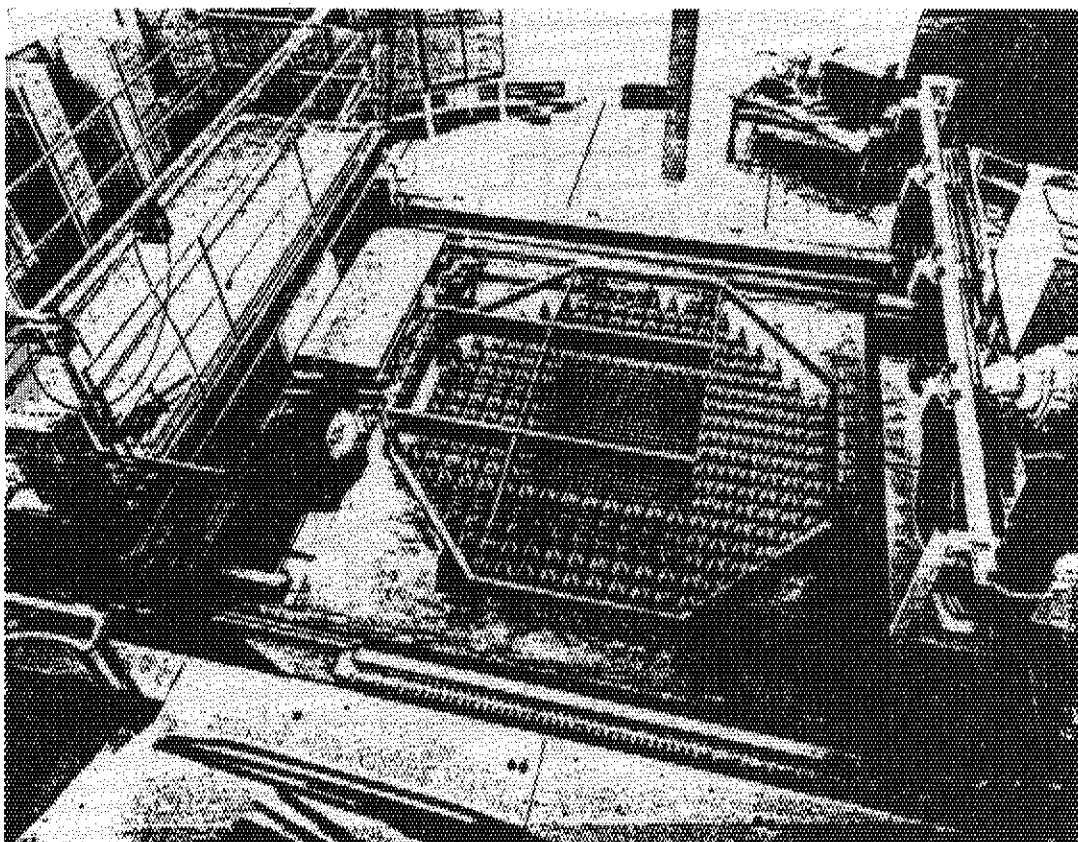
	<u>Net</u>	<u>Components</u>	
	$(\times 10^{-4}/\%)$	<u><math>C_8/F_9</math></u>	<u>"Others"</u>
Experiment	$-14 \pm 1.4$	$-32 \pm 1.4$	$+18 \pm 2.0$
EPRI-CPM	-9	-32	+23
SRAC-E4	-17	-38	+21
WIMSD-81	-11	-35	+24
WIMSE-81'	-11	-34	+23
KARBUS-K4	-15	-38	+23
GRUCAH2-KFK	-12	-31	+19
SRAC-J2	-15	-36	+21

- Differences upto  $8 \times 10^{-4}/\%$  !!
- Compensating errors indicated in some cases
- Partial voidage ranges, 8%  $\text{Pu}_f$  lattice: further evidence

4. THE SNEAK-12F EXPERIMENTS

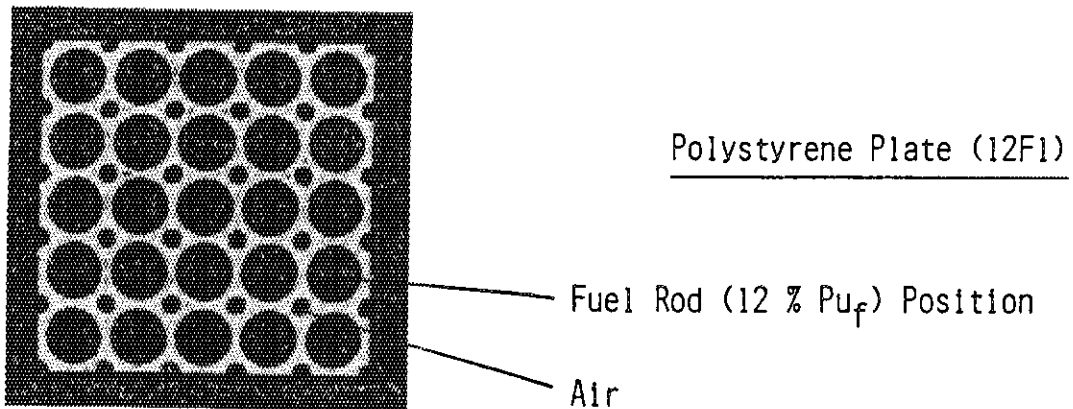
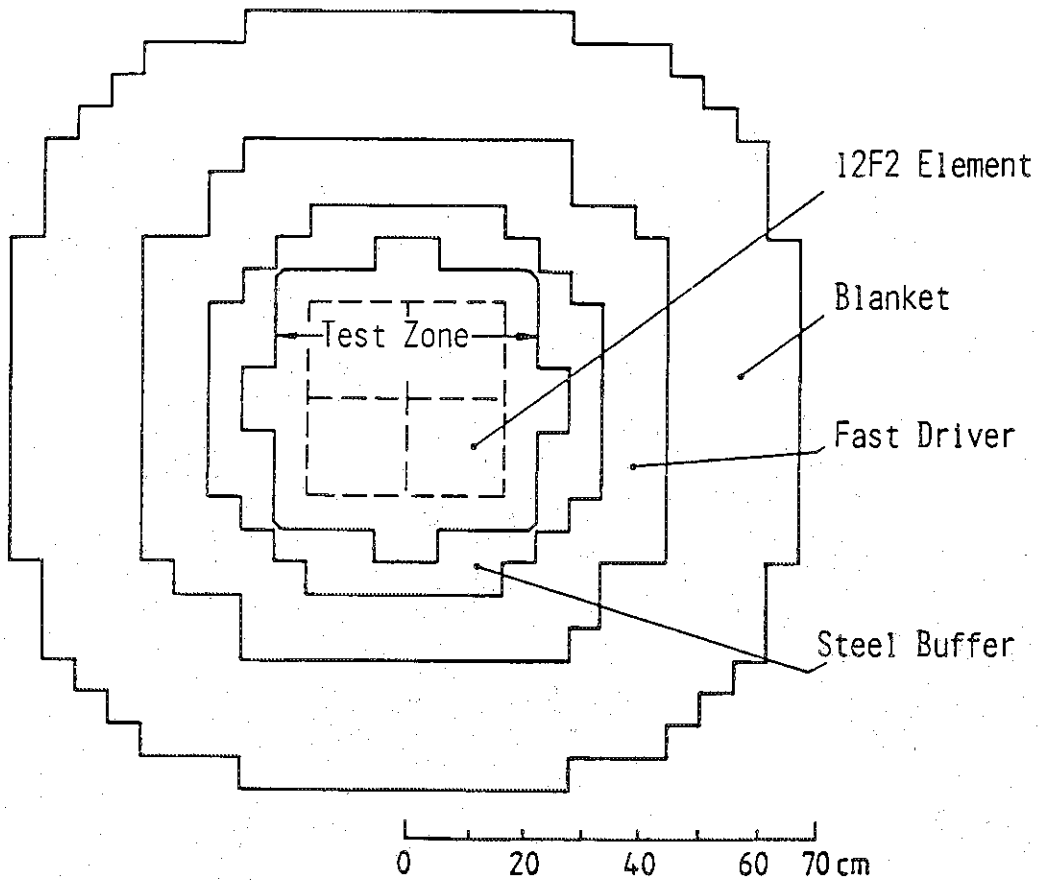
SNEAK-12F (LWHCR) EXPERIMENTS

(1984)



Top View of Reactor

HORIZONTAL VIEW, SNEAK-12F (LWHCR)



MEASUREMENTS AND RESULTS

- Reactivity effects of polystyrene removal from zones of various sizes
  - attempt to assess voidage effects directly
  - interpretation necessary in terms of  $\Delta\rho$ -ratios
  - reference experiment: voiding of 12F2 central zone

<u>Experiment</u>	<u><math>\Delta\rho(\text{Expt.}) / \Delta\rho(\text{Reference})</math></u>		
	<u>Meas.</u>	<u>KARBUS-K4</u>	<u>GRUCAH2-KFK</u>
I. Voiding of central element in 12F1	0,048 $\pm$ 2 %	0,047	0,048
II. Change 12F1 $\rightarrow$ 12F2	0,15 $\pm$ 5 %	0,20 -	0,18
III. Partial voiding, 12F2	0,64 $\pm$ 2 %	0,60	0,58

- I: relatively insensitive to methods/data
- II:  $\Delta\rho$ -effect sum of compensating effects
- III: supplementary measurements e.g. reaction rates would have been useful

## 5. CURRENT EUROPEAN PROGRAMMES

### 5.1 The French Programme

#### FRENCH EXPERIMENTAL PROGRAMME

(Dec. 1984-87)

#### 1. ERASME / EOLE, Cadarache

- 1300-1500 MOX rods, 11 % Pu<sub>t</sub> (PWR-discharged)
- M/F: 0,5, 0,9 (RCVS)
- 3.5 % enr. UO<sub>2</sub> driver (LWR), buffer
- k<sub>∞</sub>, reaction rates
- control absorbers, heterogeneity effects
- "integral" voiding coefficient

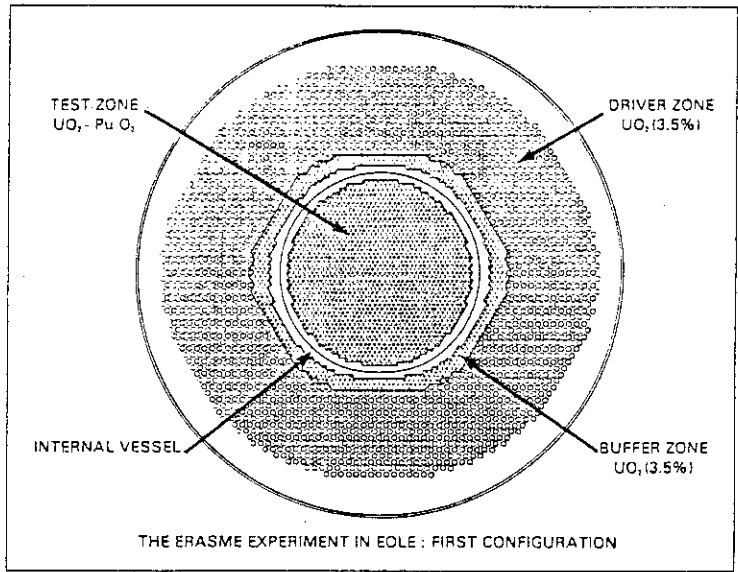
#### 2. ICARE / MELUSINE, Grenoble

- Irradiation of special subassembly in medium flux reactor
- Two doped pins containing depleted UO<sub>2</sub> pellets with (~ 0,1 %) different actinides
- capture cross-sections for Pu, Am, Cm isotopes

#### 3. MINERVE, Cadarache

- Oscillation experiment in 500-pin MOX zone
- reactivity worth of fission products, etc.

ERASME/S EXPERIMENT



Typical Results (Calculation \*/Experiment):

$k_{\infty}$ :  $1.00 \pm 0.3 \%$  ; Conversion Ratio:  $0.99 \pm 3 \%$

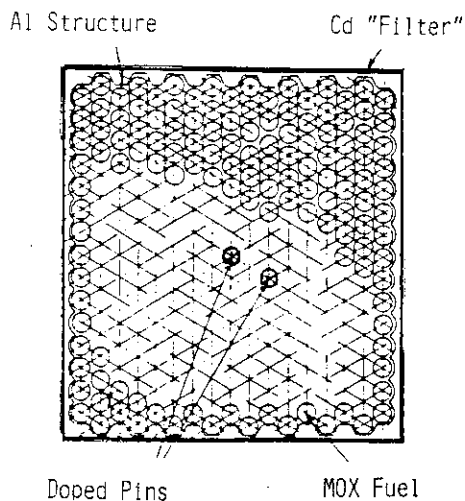
Absorbers: Ag-In-Cd/B<sub>4</sub>C:  $0.97 \pm 1 \%$

Hf/B<sub>4</sub>C:  $1.02 \pm 1 \%$

(from Barré, et al., 1986)

\* APOLLO, latest version

ICARE IRRADIATION IN MELUSINE



- 263-pin assembly, M/F: 0.5; 2 special pins
- 6-month irradiation (begin: Feb, '86); burnup: 1500 MWD/t
- Post-irradiation analysis of doped pellets for determining actinide capture rates
- 2nd experiment in 1987 (M/F: 0.9)

REACTIVITY WORTH MEASUREMENTS IN MINERVE

- 500-pin MOX zone in pool reactor
- Sample worth measurements for:
  - irradiated fuel pins (fission products\*)
  - special Pu samples (isotopic composition)

\*Calculated Importance of Fission Products:

	<u>PWR</u>	<u>Pu-RCVS</u>
Reactivity Change/Cycle	-14 %	- 6 %

Breakdown:

Uranium Isotopes	-87	- 1
Plutonium Isotopes	+21	- 26
Am, Cm Isotopes	- 2	- 16
Fission Products	-32	- 57
(norm.)	100	100



## 5. CURRENT EUROPEAN PROGRAMMES

### 5.2 The PROTEUS-LWHCR Phase II Experiments

#### PROTEUS-LWHCR PHASE II PROGRAMME

(June 1985-89)

#### Improvements, rel. Phase I:

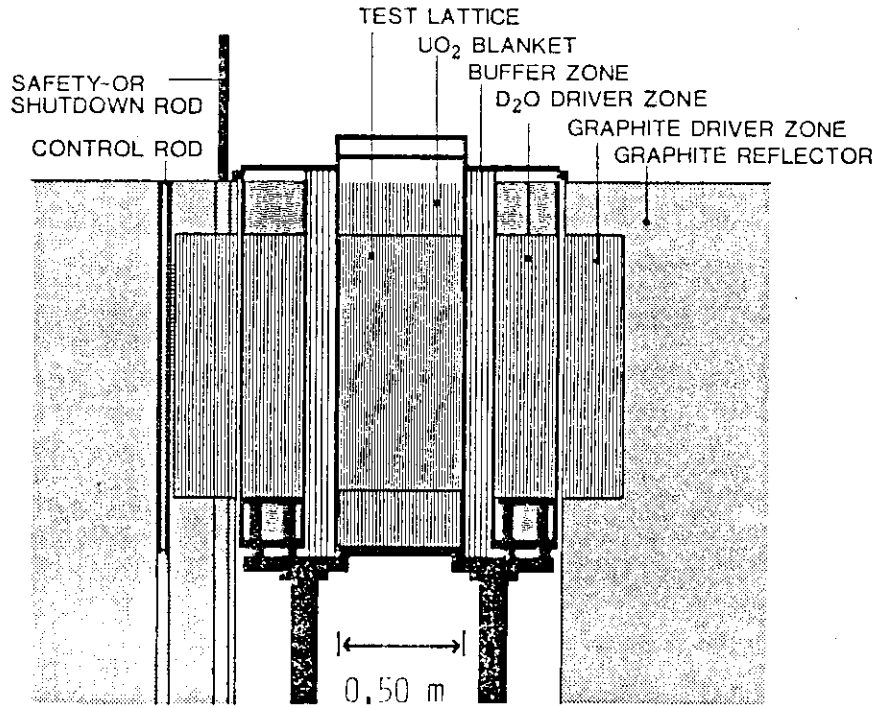
- Single-rod lattice, 7.5 % Pu<sub>f</sub>
- No axial heterogeneities ("washers")
- LWR-discharged Pu
- Representative fuel pin diameter
- Larger test zone size

#### Goals:

- Benchmark measurements of neutron balance
- Effects of Pu enrichment, isotopics, fuel diameter, etc.  
(comparison with Phase I)
- Void coefficient investigations (0, 42.5, 100 % void)
- Control rod studies (incl. effects on void coeff.)
- Other power reactor features (H<sub>2</sub>O-columns, blanket, etc.)
- Effects of lattice changes (M/F)
- Alternative concepts

(Framework: EIR/KWU/KfK co-operation)

PROTEUS PHASE II CONFIGURATION AND REFERENCE LATTICE



(mm)

IMPROVEMENTS IN EXPERIMENTAL ACCURACIESReaction Rate Ratios (typical errors):

	<u>Phase I</u>	<u>Phase II</u>
Systematic	± 1 %	± 1 %
Statistical	± 1 %	± 1 %
Corrections	± 2 %	± 0.5 %
Net	<u>± 2.5 %</u>	<u>± 1.5 %</u>

 $k_{\infty}$  (Cores 1/7, H<sub>2</sub>O):

Due to $B_m^2$ *	± 1 %	± 0.3 %
Due to $M^2$ (calc.)	± 0.2 %	± 0.4 %
Net	<u>± 1 %</u>	<u>± 0.5 %</u>

\* corrections to measured traverses ~ 1/3 those in Phase I

NEUTRON BALANCE RESULTS, H<sub>2</sub>O-LATTICES  
(M/F=0.5)

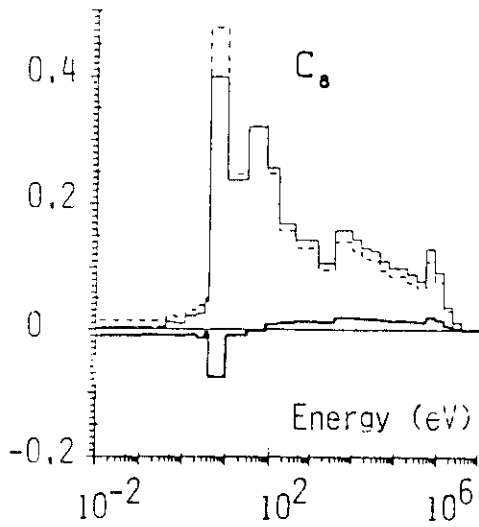
Calculation\* /Experiment

<u>Core No. (Phase), Pu<sub>f</sub></u>	<u>k<sub>∞</sub></u>	<u>C<sub>8</sub>/F<sub>9</sub></u>
Core 7 (Ph II), 7.5 %	1.01	0.98
Core 1 (Ph I), ~ 6 %	1.01	0.95
Core 6 (Ph I), ~ 8 %	-	1.03

- Pu<sub>f</sub> enrichment is not the only important characteristic
- Other features which can account for Phase II/I differences:
  - single-rod lattice
  - larger fuel diameter
  - Pu isotopic composition

\* WIMSD-81

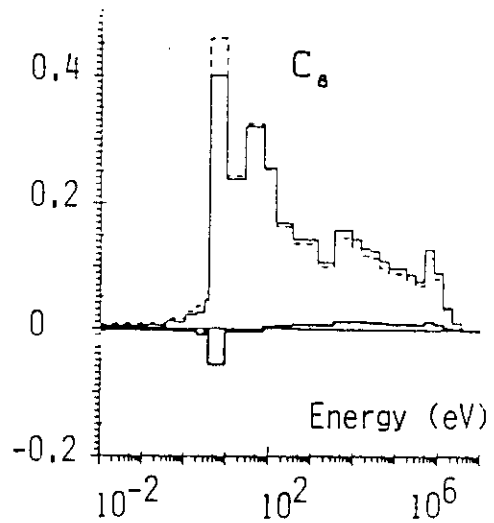
CALCULATED ENERGY DISTRIBUTIONS FOR  $^{238}\text{U}$  CAPTURE  
( $\text{H}_2\text{O}$ -Lattices)



— Phase II, 7.5 %  $\text{Pu}_f$

minus

Phase I,  $\sim 6$  %  $\text{Pu}_f$



— Phase II, 7.5 %  $\text{Pu}_f$

minus

Phase I,  $\sim 8$  %  $\text{Pu}_f$

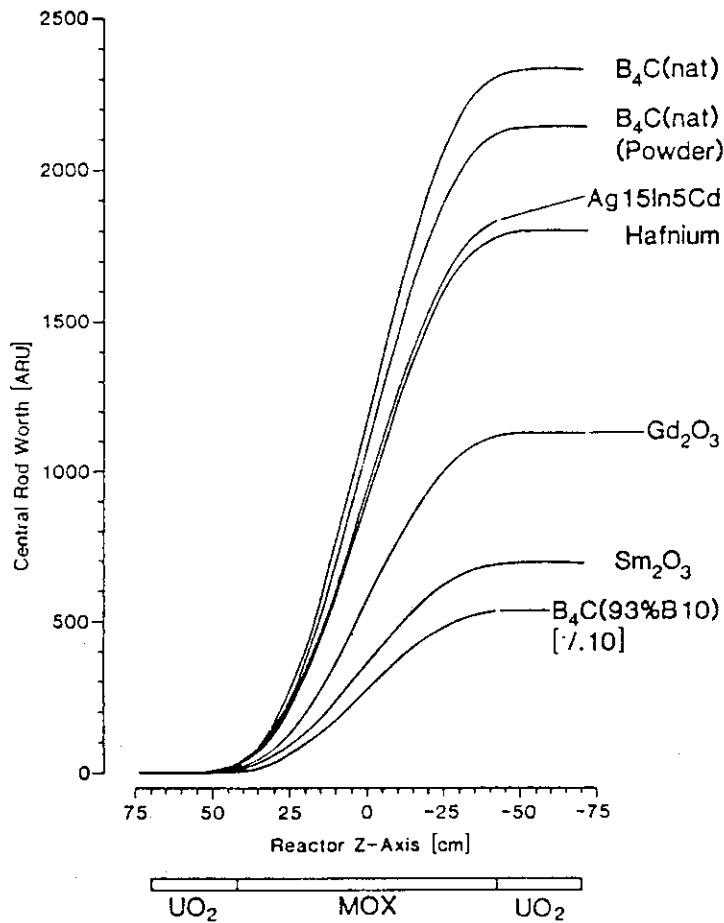
- Similar differences w.r.t. 6 % & 8 % Ph I lattices
- Effect of larger fuel diameter appears more significant than that of enrichment

CONTROL ROD STUDIES

LWHCR Control Aspects:

- use of soluble boron questionable
- absorber efficiency much lower
- greater importance of control rod assemblies
- design uncertainties due to lack of experiments

Measurements in PROTEUS (Core 7):



CALCULATIONAL COMPARISONS

Relative Absorber Efficiencies, Core 7:  
(rel. to  $B_4C$ -nat, 7.5 mm)

<u>Central Rod</u>	<u>Dia (mm)</u>	<u>Expt.</u>	<u>Calc.*</u>
$B_4C$ -enr (93 %)	7.4	2.31	2.64
Ag-In-Cd	8.9	0.77	0.78
$Gd_2O_3$	8.3	0.47	0.43
$Sm_2O_3$	7.0	0.30	0.28

Findings:

- $B_4C$  seems to be most effective
- Strong thermal absorbers not as effective
- Relative rod worths generally well calculated
- $^{10}B$  enrichment effects overestimated
- Extension of measurements desirable (shadowing, power peaking, alternative normalisation, etc.)

\* exact perturbation theory, WIMSD-81 cross-sections

PHASE II VOIDED EXPERIMENTS

Dry Lattice, Core 8 (in progress)

- Central (PROTEUS) reaction rate ratios within 0.5 % of fundamental-mode values; measurements simpler
- Errors on traverses (buckling) result in larger  $k_{\infty}$  uncertainty ( $M^2 \sim x4$ )
- Alternative method (cell worth measurement) easier to apply (little heterogeneity)
  - Cf-source worth as basis for normalisation
  - Errors nevertheless significant since  $(k_{\infty}-1) > 15 \%$

Dowtherm Lattice, Core 9 (Oct'86 - )

- Void coefficient information for partial voidage
- Broader range of integral data for methods validation
- Measurements as for H<sub>2</sub>O-Lattice
  
- $\alpha_v(k_{\infty})$  and its components will be determined as in Phase I
- Checks for effects on void coeff. due to leakage, control absorbers, burnup, temperature, etc. possible only to limited extent



## 6. FURTHER NEEDS, CONCLUSIONS

### THEORETICAL METHODS/DATA DEVELOPMENTS, EFFORTS

#### Cell Codes

- Resonance treatment (shielding, overlapping)
- Hexagonal geometry
- Numerical benchmarking (point Monte Carlo, etc.)

#### Reactor Calculations

- Space, energy condensation
- Diffusion vs. transport theory (2D, 3D)

#### Data

- Differential data (e.g. JEF in Europe)
- Processing, adjustment

#### Sensitivity Studies

- Identification of target accuracies, experimental needs
- Extrapolation of measurements to power reactor conditions
- Detailed safety-related investigations

SUMMARIZED CONCLUSIONS

- Experimental integral data for LWHRs now becoming increasingly available
- Discrepancies of calculational results confirm high sensitivity to data uncertainties
- Stringent design accuracies not currently attainable
- Broader range of integral tests necessary
- Independent facilities/experimental groups, a useful feature
- Calculational developments, efforts needed in parallel

THE LAST WORD

" The REP-2000 (PWR in the year 2000) ---- will probably have a different\* moderation ratio, a better\*\* conversion ratio and will therefore offer a better\*\* use of uranium "

- J.C. Leny, Chairman, Framatome  
(Énergie Magazine, 1986)

\* How different?      \*\*How much better?

• Results from the current R&D efforts will have

"the last word"

Acknowledgements

This talk has been sponsored by the Nuclear Energy Data Centre (NEDAC), Japan. The speaker would like to thank Dr. S. Matsuura, Director, Department of Reactor Engineering, JAERI, and Dr. J. Miida, Executive Director, NEDAC, for extending the invitation to visit Japan and participate in various LWHCR-related discussions.

The work reviewed here represents the R&D efforts of a large number of friends and colleagues, and the valuable contributions of each one of them are warmly acknowledged.

References\*

- 1.1 R. van den Damme  
"Current Operating Experience on Nuclear Power Plants and Utilities' Future Plans"  
ENC'86 Conference, Geneva (1986)
  
- 1.2 F. Correa, M.J. Driscoll and D.D. Lanning  
"An evaluation of Tight-Pitch PWR Cores"  
Report No. MITNE-227, Massachusetts Institute of Technology (1979)
  
- 1.3 V.O. Uotinen, W.L. Bloomfield, M.A. Haghi, H.M. Jones, J.H. Jones, E.C. Toops, M.C. Edlund and R.J. Florian  
"Technical Feasibility of a PWR Design with a Low-Water-Volume-Fraction Lattice"  
Report No. EPRI-NP-1833, Electric Power Research Institute (1981)
  
- 1.4 J.P. Millot  
"Considérations sur les Réacteurs PWR Sous-Modérés"  
Rev. Gén. Nucl. - Actualités, 4, 405 (1982)
  
- 1.5 A. Vallée, J.P. Millot and G. Bruna  
"The Framatome RCVS Concept and Physics"  
Proc. ENC'86, Geneva, Vol. 2, p. 477 (1986)
  
- 1.6 S. Ogura, Y. Toyoda, S. Shimada and S. Iwai  
"Development Strategy on Advanced and Future PWR"  
Report No. IAEA-TECDOC-344, p. 21, International Atomic Energy Agency (1985)

\* The first digit of each Reference No. indicates the corresponding Section.

- 1.7 H.H. Hennies and H. Märkl  
"Überlegungen zur Modifizierbarkeit eines LWR im Hinblick auf  
eine bessere Uranausnutzung"  
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin (1980)
- 1.8 R. Brogli, M. Jermann, H. Kohl, H. Luchsinger, C.  
Maeder, R. Richmond, J. Stepanek, G. Varadi and E.  
Zollinger  
"Studie zum Potential FDWR"  
Internal Report, Eidg. Institut für Reaktorforschung,  
Würenlingen (1982)
- 1.9 H. Frewer  
"KWU Advanced Nuclear Technology in Europe"  
Kraftwerk Union Symposium, Tokyo (1984)
- 1.10 C. Broeders and M. Dalle Donne  
"Conceptual Designs of a (Pu, U) O<sub>2</sub> Core with a Tight Fuel  
Rod Lattice for an Advanced Pressurized LWR"  
Nucl. Technol., 71, 82 (1985)
- 1.11 C. Goetzmann, R. Brogli and B. Kuczera  
"Assessing High Conversion PWR Concepts"  
Proc. ENC'86, Geneva, Vol. 2, p. 493 (1986)
- 1.12 W. Seifritz and R. Chawla  
"Entwicklungsstand des FDWR"  
Report No. EIR-567, Eidg. Institut für Reaktorforschung,  
Würenlingen (1985)
- 2.1 H.D. Berger, A.W. Rowe, C. Broeders and M. Schatz  
"Überprüfung der Berechnungsverfahren für enge Reaktorgitter  
von FDWR an experimentellen Anordnungen"  
Report No. KfK-3389, Kernforschungszentrum Karlsruhe (1982)
- 2.2 H.D. Berger  
"Neutronenphysikalische Untersuchungen zu einem FDWR mit  
hoher Konversion"  
Report No GKSS-85/E/15, GKSS-Forschungszentrum, Geesthacht  
(1985)

- 2.3 E. Johansson  
"Reactor Physics Calculations on Advanced Thermal Reactors"  
Report No. STUDSVIK/NR-83/307, Studsvik Energiteknik AB  
(1983)
- 2.4 Y. Ishiguro, K. Tsuchihashi and M. Sasaki  
"Physics Problems on Analysis of HCPWR with Tighter Pitch  
Lattice"  
Report No. JAERI-M-84-180, Japan Atomic Energy Research  
Institute (1984)
- 2.5 R. Chawla  
"Breakdown of the  $k_{\infty}$  Void Coefficient of a LWHCR Lattice"  
Atomkernenergie, 37, 303 (1981)
- 2.6 A.R. Boynton, Q.L. Baird, K.E. Plumlee, W.C. Redman, W.R.  
Robinson and G.S. Stanford  
"High Conversion Critical Experiments"  
Report No. ANL-7203, Argonne National Laboratory (1967)
- 2.7 V.O. Uotinen and R.C. Liikala  
"Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water"  
Nucl. Technol., 15, 257 (1972)
- 2.8 E.G. Taylor  
"SAXON Plutonium Program Critical Experiments"  
Report No. WCAP-3385-4, Westinghouse Electric Corporation  
(1965)
- 2.9 M.J. Arnold, W.N. Fox, C.F. George, R. Richmond, A.C.  
Aldous, G.D. Burholt, D.J. Skillings and R.C. Wheeler  
"Experimental Physics Studies of Steam-Cooled Fast Reactor  
Lattices"  
Report No. AEEW-R560, U.K. Atomic Energy Authority,  
Winfrith (1969)
- 3.1 K. Gmür, R. Chawla and R. Seiler  
"Experimental Testing of Advanced Reactor Neutron Physics at  
the PROTEUS Facility"  
Proc. Int. Symp. on the Use and Development of Low and

Medium Flux Reactors, Cambridge, Mass. (1983)

- 3.2 R. Chawla, K. Gmür, H. Hager and R. Seiler  
 "Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes with Moderator Voidage in a LWHCR Lattice"  
 Nucl. Technol., 67, 360 (1984)
- 3.3 R. Chawla, R. Seiler and K. Gmür  
 "Effects of Fuel Enrichment on the Physics Characteristics of Plutonium-Fueled LWHCRs"  
 Nucl. Technol., 73, 296 (1986)
- 3.4 H. Hager and R. Chawla  
 "Whole-Reactor Modeling Effects on Results from Critically Driven LWHCR Experiments"  
 Trans. Am. Nucl. Soc., 47, 416 (1984)
- 3.5 H. Hager, R. Chawla and P. Bourquin  
 "Reaktivitätsänderungen durch zentrale Proben in einem thermisch-getriebenen FDWR-Gitter"  
 Jahrestagung Kerntechnik, Munich (1985)
- 3.6 K. Gmür  
 "Techniques of Reaction Rate Measurements on the PROTEUS Reactor"  
 Report No. EIR-529, Eidg. Institut für Reaktorforschung, Würenlingen (1984)
- 3.7 R. Seiler, K. Gmür and R. Chawla  
 "On the Measurement of Integral Data in Thermally Driven LWHCR Lattices"  
 Radiation Effects, 93, 213 (1986)
- 3.8 S. Seth, G. Brunson, K. Gmür, M. Jermann, C. McCombie, R. Richmond and U. Schmocker  
 "Measurements and Calculations of Integral Capture Cross-sections of Structural Materials in Fast Reactor Spectra"  
 Proc. Specialists' Meeting on Nuclear Data of Structural Materials for Fast Reactors, Geel (1977)



- 3.9 E. Hettergott, R. Chawla and K. Gmür  
"Analysis of Test Lattice Experiments in the  
Light-Water-High-Conversion-Reactor PROTEUS"  
Report No. EPRI-NP-3190, Electric Power Research Institute  
(1983)
- 3.10 E. Johansson  
"Reactor Physics Calculations on Advanced LWRs"  
Report No. STUDSVIK/NR-85/95, Studsvik Energiteknik AB  
(1985)
- 3.11 Y. Ishiguro  
private communication (1985); also Ref. 2.4
- 3.12 Y. Ishiguro and K. Kaneko  
"A Generalized Dancoff Factor for Application to HCPWR in  
Complex Lattice Arrangement"  
28th NEACRP Meeting, Madrid (1985)
- 3.13 R. Chawla, H.M. Hsieh and M.J. Halsall  
"Effects of Recent WIMS Data Library Changes on Computational  
Results for LWHCR Lattices"  
Ann. Nucl. Energy, to appear (1986)
- 3.14 S. Shimada  
private communication (1985); also Ref. 1.6
- 3.15 C. Broeders  
"Neutron Physics Investigations for APWRs"  
Nucl. Technol., 71, 96 (1985)
- 3.16 R. Chawla and R. Böhme  
"LWHCR Physics Experiments and their Interpretation"  
EIR-Report No. 595, Eidg. Institut für Reaktorforschung,  
Würenlingen (1986)

- 3.17 B. Barré  
"The CEA Experimental Program for Validating the Tight Lattice Reactor Concept"  
Report No. IAEA-TECDOC-344, p. 38, International Atomic Energy Agency (1985)
- 4.1 R. Böhme and F. Helm  
"Reaktorphysikalische Messungen für den FDWR an einem engen Pu-U-Mischoxid-Stabgitter mit Polystyrolmoderator"  
Jahrestagung Kerntechnik, Munich (1985)
- 4.2 R. Böhme  
private communication; also Ref. 3.16
- 5.1 G. Gambier, B. Barré, M. Darrouzet and J.P. Schwartz  
"Reactor Physics Research for French APWR"  
Nucl. Europe, 4, 28 (1986)
- 5.2 B. Barré, J.M. Courtaud, M. Darrouzet, C. Golinelli, J.P. Schwartz and G. Gambier  
"Advanced PWRs: Prospects and Experimental Basis"  
Proc. ENC'86, Geneva, Vol. 2, p. 487 (1986); also Ref. 1.5
- 5.3 R. Brogli, R. Chawla, M. Jermann and G. Varadi  
"Swiss R&D Efforts on the LWHCR Concept"  
Report No. IAEA-TECDOC-344, p. 47, International Atomic Energy Agency (1985)
- 5.4 G. Piller, R. Chawla, K. Gmür, H. Hager, R. Seiler and H.D. Berger  
"Erste Messungen zur Phase II des FDWR-Projektes am PROTEUS"  
Jahrestagung Kerntechnik, Aachen (1986)
- 5.5 R. Chawla, K. Gmür, H. Hager, G. Piller, R. Seiler and H.D. Berger  
"Benchmark Measurements of the Neutron Balance in LWHCRs"  
Proc. ENC'86, Geneva, Vol.2, p. 567 (1986)

- 5.6 H.D. Berger, R. Chawla and H. Hager  
"Reactivity Control Investigations for LWHCRs"  
Proc. ENC'86, Geneva, Vol.2, p. 561 (1986); also Ref. 2.2
- 5.7 E. Saji, A. Takahashi, S. Uchida and K. Suzuki  
"Study for the Control Rod Worth in HCPWR"  
28th NEACRP Meeting, Madrid (1985)
- 5.8 W.C. Redman and M.M Bretscher  
"Direct Determination of U-235 Capture-to-Fission Ratio in a  
Zero-Power Reactor"  
Nucl. Sci. Eng. 27, 34 (1967)
- 6.1 M.L. Williams, R.O. Wright and J. Barhen  
"Development of Improved Methods for the LWR Lattice Physics  
Code EPRI-CELL"  
Report No. ORNL/TM-8411, Oak Ridge National Laboratory  
(1982)
- 6.2 L.B. Freeman  
"Space-Energy Few-Group Neutron Cross Sections for Large,  
Complex Core Calculations"  
Nucl. Sci. Eng., 78, 342 (1981)
- 6.3 M. Mattes  
"Evaluated Nuclear Data Libraries: an Overview"  
Proc. KTG/ENS "State of the Art" Seminar on Nuclear Data,  
Cross Section Libraries and their Application - in Nucl.  
Technol., Bonn, p. 3 (1985)
- 6.4 D.E. Cullen  
"The Accuracy of Data Processing"  
Proc. KTG/ENS "State of the Art" Seminar on Nuclear Data,  
Cross Section Libraries and their Application in Nucl.  
Technol., Bonn, p. 62 (1985)
- 6.5 M. Salvatores  
"The Relation of Differential and Integral Experiments: an  
Overview of Accomplishments and New Fields of Investigation  
for Fission Reactors"

Radiation Effects, 93, 83 (1986)

- 6.6 C. Broeders, J.M. Kallfelz and H. Küsters  
"Some Physics and Safety Aspects of a Tight-Lattice PWR"  
Trans. Am. Nucl. Soc., 45, 746 (1983)
  
- 6.7 T. Osugi and H. Yoshida  
"Experimental Program and Results of Pre-analysis for a HCLWR  
at FCA"  
28th NEACRP Meeting, Madrid (1985)
  
- 6.8 J.C. Leny  
ENC'86 Interview  
Énergie Magazine, 83/84, 74 (1986)

## 2.4 高転換沸騰水炉の熱水力特性

角山茂章

日本原子力事業株式会社

高転換炉では、燃料棒間隔の狭い燃料集合体によって炉心の水対重元素比 ( $H/HM$ ) を下げ、高い転換比を実現する設計が考えられている。高転換沸騰水炉 (HCBWR) では、蒸気存在により  $H/HM$  が実効的に低減するため 2~3 mm という比較的緩い格子間隔の形状が考えられている。BWR における沸騰遷移は主に環状流のドライアウト現象であるが、比較的緩い稠密格子の HCBWR においても同様の現象により沸騰遷移が発生するものと考えられる。稠密格子体系に対して適用される限界出力評価式としては  $KfK$  の相関式があるが、 $KfK$  相関式は主に PWR 条件に対して適用される評価式であり、BWR 条件では保守的な評価を与える。これらの事から Bettis Atomic Power Laboratory において実施された稠密六角格子体系での限界出力試験データを基に、BWR 圧力条件に対応する六角稠密格子体系用の限界出力評価式を作成した。この相関式は、BWR 条件で用いられている限界クォリティー沸騰長さ ( $X_C - L_B$ ) 相関式に稠密化による限界出力への影響を取り入れた評価式である。更に HCBWR の概念を熱水力静特性と動特性の観点から評価することを試みた。

## 2.4 Thermal-hydraulics of High Conversion Boiling Water Reactor

Shigeaki Tsunoyama

Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.

High Conversion Reactor is a concept of improving uranium utilization by reducing a moderator / fuel (H/HM) ratio with a tight lattice. High Conversion Boiling Water Reactor (HCBWR) could be designed with "a less-tight lattice" since the vapor in the core has an effect of reducing the H/HM ratio.

A boiling transition in BWR is primarily due to a dryout of the liquid film on the heated surface. In HCBWR with "the less-tight lattice", the similar phenomena will cause the boiling transition. The KfK critical heat flux (CHF) correlation which correlates mainly the tight lattice data for PWR pressure conditions is appeared to give conservative results under BWR conditions.

Using the Bettis Atomic Power Laboratory data, we developed the critical quality-boiling length type correlation for tight lattice, which is an integral scheme appropriate to evaluate BWR operating conditions. Further, the HCBWR concept was evaluated by analyzing thermal characteristics and plant dynamics of HCBWR.

## 1. はじめに

高転換軽水炉 (HCLWR) は、高速炉実用化の予測時期の遅れに伴う余剰プルトニウムの利用を主な目的として研究開発が進められ、燃料の高い転換効率を得るために、冷却材と燃料の密度比、即ち水対重元素比 ( $H/HM$ ) を減少させた稠密格子よりなる燃料集合体の概念が提案されている。ヨーロッパ、特に西独、フランス<sup>1) 2)</sup> では加圧水炉を基にした HCPWR の開発・設計研究が精力的に進められており、国内においても原研<sup>3)</sup>、MAPI<sup>4)</sup> が炉物理、熱水力等の研究に着手している。水対重元素比を小さくし転換比を向上するために燃料棒ピッチを狭めることが行われるが、燃料棒の健全性/熱除去の観点からは燃料棒間の距離 (ギャップ) を余り小さくできないので従来の正方格子に代って稠密な六角格子が採用された。

一方、高転換沸騰水炉 (HCBWR) の概念では、炉内のボイドを利用し、ボイドによる水密度の減少と幾何学的形状の稠密化の両面より水対重元素比を減少させるという考え方がとられている。これにより燃料棒間の距離を余り小さくしないで、高転換比が得られる可能性が示されている。<sup>5)</sup>

HCPWR と HCBWR の核特性は、水素原子数/燃料原子数の比を同じにすれば両者はほぼ一致する。このことから、HCPWR ではギャップは 1 mm ~ 2 mm 程度で考えているのに対し、HCBWR は 2.5 mm 前後が考えられているが、このことと運転圧力の差により稠密化による熱水力特性の変化は HCPWR と HCBWR で異なると考えられる。

HCBWR の熱水力設計を考えた場合の流れ図を第 1 図に示す。 $H/HM$  を減少させるためにギャップを狭めると熱的限界出力が低下し、それを補うために炉心流量が増加されるがその結果ボイド量が減少し  $H/HM$  が逆に増加する。この一巡の関係より、核特性から要求される  $H/HM$  の条件を満し、かつ適切な熱的余裕を持つギャップ巾と炉心流量を求める。稠密化により炉心圧損は増加するが、炉心有効長を変えることにより最適な炉心条件が設定される。稠密格子では冷却材の負のボイド係数の絶対値が小さくなる傾向にあり、動特性上も熱水力特性は従来炉より異ってくる。このような観点から本報告では HCBWR の熱水力静特性と動特性の各々につき現在利用しうる実験データを基に評価検討を行った結果につき述べる。

## 2. 限界出力特性

稠密格子の熱水力特性を考える場合、燃料棒間のギャップが狭くなることによる熱的限界出力の変化が先ず検討すべき因子である。高クォリティーの状況下では、限界出力は沸騰遷移 (Boiling Transition; BT) 出力とよばれ、環状流のドライアウト現象に対応している。この現象は蒸気主流中のエントレイメント、液膜へのディポジションに大きく支配される物理現象である。この蒸気的主流は燃料棒間の広い断面部 (コア) を流れており、流路の狭まっているギャップ部では径方向ボイド・ドリフトのため液相の流れが支配的である。稠密格子の場合、狭まっているギャップで気泡がつぶされて広がる等の寸法効果が現れうるが、ある程度の中をとればボイド・ドリフトにより気泡はコアに合流し寸法効果は小さくなるので、コア部近傍の二相流がやはり限界出力に対して支配的になると考えられる。このコア部に面した伝熱管の表面で発生する

沸騰遷移の発生メカニズムを Rouhani<sup>6)</sup> は次のように説明しようとしている。コアに面した伝熱管表面では蒸気相と境界層（伝熱面上の液相）の速度差が大きいことは実験により確認されているが、その為にインターフェース部で第2図に示すような渦が発生すると考える。この渦がバリアとなりコア部からの液滴が伝熱管まで到達しなくなりドライアウトが発生するとしている。また高クォリティー条件ではスパーサーの下部でスパーサーの障害物としての効果で渦が発生し環状流の液膜の剥離が生じうるが、その効果は流速の高いコア近傍で支配的になると考えられる。<sup>7)</sup> 以上の考察より、稠密格子でも沸騰遷移がコア部で主に発生すると仮定すると稠密化の効果は限界出力に大きな影響を与えない可能性を示唆している。第3図はBWR条件に近い1200 psiの圧力での限界出力を示したものである。<sup>8)</sup> 図中で（距離/径）と書いた値は燃料ピッチ(P)と燃料棒外径(D)の比である。ギャップが0.07 in (1.8mm)と0.10 in (2.5mm)の測定データが比較されているが、両者の差は流量に依らずほぼ同じであることがわかる。

## 2.1 限界熱流束相関式

稠密六角格子の形状を対象にした相関式は  $KfK$ <sup>9)</sup> と EPRI (B & W)<sup>10)</sup> の限界熱流束相関式が公表されている。両相関式の適用範囲を第1表に示す。これらはHCPWRに主眼をおいて開発されたもので、通常PWRにもちいられる相関式を基本として稠密効果を入れたものである。本報告では従来より広く用いられているWSC-2を修正することにより開発された  $KfK$  相関式を用いてその特徴をBWR条件に近いデータと比較して考察する。比較に用いたデータは前述のWAPDレポートである。実験は模擬燃料本数20本(5×4)、一様出力分布で行われている。実験体系を第4図に示す。第5図に

$$ECPR = [KfK \text{ 相関式による限界熱流束}] / [\text{実測限界熱流束}]$$

を圧力をパラメータとして示す。これによると1600~2000 psiの高圧条件ではECPRは1付近で、 $KfK$ 相関式の精度は高いが、800~1200 psiでは $ECPR < 1$ 、即ち実測データよりも小さい限界熱流束を与えることがわかる。尚、横軸のGは中央部サブチャンネルの質量流量で、 $KfK$ が行ったように平均質量流量 $\bar{G}$ から单相流の圧力損失バランスを考慮して補正因子1.03を求め計算した値である。即ち、中央サブチャンネル流量Gは平均より大きくなるが、サブチャンネル解析により二相圧損効果を入れると逆にGは $\bar{G}$ より小さくなる結果となっている。これは  $KfK$  相関式を用いた限界熱流束の評価法が質量流量についても小さい限界出力を与える傾向であることを意味していることがわかる。

## 2.2 限界出力相関式

$KfK$ 相関式は局所的な熱的条件に主に注目して限界熱流束を評価する手法である。一方、BWR条件、即ち高クォリティーでのBT現象は上流側のメモリー効果が大きく効いている現象であることが実験でわかっている。従って、圧力1000 psiのBWR条件では上流効果を積分的に表現するIntegralな型の限界クォリティー・沸騰長さ( $\chi_C - L_B$ )相関式が広く用いられている。<sup>7)</sup> 前述の通り、格子を稠密化した効果がBTの発生メカニズムを変える程大きくないと仮定するとBWR条件での限界出力評価には( $\chi_C - L_B$ )型の相関式の方が適していると考えられる。従って次に( $\chi_C - L_B$ )相関式を現在利用可能な実測データを用いて開発することを試みた。六角稠密



格子からなる燃料集合体の限界クォリティー相関式を作成するためのデータベースに再びWAPDレポートに報告されている限界出力試験データを用いた。試験体は第4図に示した電気加熱の4×5本の模擬燃料集合体で、六角格子からなる2種類の燃料ピッチ対燃料棒直径比(P/D)は1.2と1.4である。出力分布は径方向、軸方向とも一様である。

稠密化の限界出力への影響を取り入れた相関式は次のようなパラメータ依存性があるとして表現した。

$$\chi_C = \chi_C(p, G, L_B, P/D)$$

ここで、 $\chi_C$ ,  $p$ ,  $G$ ,  $L_B$  は各々限界クォリティー、系圧力、集合体質量流量、沸騰長さである。第6図に上記相関式と実測データの流量依存性を示す。相関式は実測値の傾向を良く表現していることがわかる。第7図には2種類のP/D格子での実測値に対し予測値との比ECPRを示す。誤差は±10%であり、上記の試験体形状の範囲では妥当な相関式と考えられる。ここで留意すべき点は、BWRの設計に用いられるGEXL相関式は実規模試験データを中心に7000点以上のデータベースに基づいた非常に精度の高い相関式であるのに対し、<sup>11)</sup>ここで開発を試みた稠密集合体用相関式のデータベースは約30点であることである。従って、本相関式はあくまで予備評価用の相関式として位置付けられるものである。

### 3. 熱水力静特性

HCBWRの静特性評価は第1図に示したように、燃料棒間のギャップ巾をパラメータに限界(BT)出力と炉心圧損の評価が主な項目となる。ここで評価対象とするHCBWRの主要な熱水力条件を第2表に示す。燃料棒は現行燃料棒径と同等、スパーサーはグリッド型を想定した。出力分布は軸方向コサイン分布、圧力は約1000 psiである。評価にはKfK相関式とサブチャンネル解析コードCOBRA/BWRを組合わせて行った。サブチャンネル・モデルを用いることにより流量分布が評価できる。<sup>12)</sup>

第8図に燃料棒間のギャップ巾をパラメータとして解析した限界出力を示す。ギャップ巾が2 mmを越すと限界出力への影響が小さくなる傾向がみられる。第9図に炉心圧力損失を示す。2.5 mm前後のギャップ巾では現行炉の圧力損失より大巾には変わらぬまま、また限界出力の傾向と勘案するとこのギャップ巾の範囲では熱水力上大きな変化がないことがわかる。

### 4. HCBWRの動特性

HCBWRの動特性に影響を与え得る因子としては次のような項目が挙げられる。

- ・ 流路断面積の減少
- ・ 炉心高さの減少
- ・ ボイド反応度係数の減少
- ・ ドップラー係数の増加

一方、BWRの動特性評価では、下記の事象について解析評価が行われている。

- (1) 主蒸気系に起因する過渡変化(発電機負荷遮断バイパス弁不作動)

- (2) 給水系に起因する過渡変化（給水加熱喪失）
- (3) 再循環系に起因する過渡変化（再循環ポンプトリップ）
- (4) 制御棒系に起因する過渡変化

ここで、括弧内は解析に用いられる異常過渡事象である。但し、(4)の過渡変化については現行評価では冷却材効果を考えない断熱近似をとっており、本報告では省略した。

BWRの動特性としては炉心の安定性も評価されており、安定性についても解析結果を報告する。<sup>13)</sup>

#### 4.1 過渡事象

上述の過渡変化は水-蒸気側からの外乱により生ずる現象であり、現行BWRでは(1)、(2)が燃料健全性上支配的な過渡変化となっている。

タービントリップ・バイパス弁不作動の事象を考えると、主蒸気止め弁の閉鎖により原子炉はスクラムするが原子炉圧力が上昇しボイドがつぶれることにより中性子束が上昇する。一方、HCBWRの場合は、ボイド係数が現行BWRの30~60%になるためボイドのつぶれに伴う中性子束上昇は小さく、現象は大巾に緩和される。第10図にその結果を示す。

(2)の給水加熱喪失は、給水加熱器の蒸気の供給がなくなり給水温度、炉心入口冷却材温度が低下をし始め、その結果、ボイド量の減少で負のボイド反応度が小さくなり中性子束が緩やかに上昇する現象である。この現象もボイド係数が小さいので出力変化が小さい過渡事象となる。

(3)の再循環ポンプトリップは、再循環ポンプ電源喪失時に流量低下に伴うボイドフィードバックによる中性子束低下巾が減少するため、従来炉より厳しい方向になる。その度合はボイド係数の予測精度に依存するが、熱的安全余裕の低下は大巾ではなく燃料健全性は確保し得ると考えられる。

#### 4.2 安定性

BWRの安定性は、炉心反応度安定性とチャンネル安定性に分けられる。前者はボイドフィードバックが重要な因子であるが、ボイド係数が小さくなるため同一条件下では安定余裕は増加する。一方、後者のチャンネル安定性は安定性現象に係る因子として稠密化による二相部圧力損失の増加と炉心長を短くした事による圧力損失の減少と冷却材通過時間の減少とがあり、これら3つのバランスで安定性余裕が定まる。チャンネル安定性は第11図に示すように、通過時間が従来炉の $\frac{2}{3}$ と短かくなっているため共鳴周波数が高くなること、及び短尺燃料による圧損減少の効果という2つの安定化因子が稠密化による圧損を増加させようとする不安定化因子と相殺し、従来炉と同程度の安全余裕を与える結果となっている。

### 5. 今後の課題

本報告では、HCBWRの概念を模索するために現在利用しうる知見を基に、HCBWRの熱水力特性の検討を試みた。従って、熱水力評価の基礎となる限界出力の実験データも少ない状況であえて評価を行っており、今後の精度の高い実験研究が待たれる所である。特に、BWR条件に

対応するデータは少ない。

また、炉心の熱的安全余裕の評価には、出力ピーキング係数が重要である。現在、核データの測定等の炉物理の研究が精力的になされており、その結果を踏まえた出力分布に基づく解析が必要である。

過渡事象では、ボイド係数・ドップラー係数が動特性上の支配的な因子であるが、これらの値も不確実性が高く、今後の研究の成果がまつれる。

本報告では、異常な過渡事象のみを扱い、仮想事故等までは扱っていない。当然のことながら稠密化格子のプラント安全性に与える影響は十分研究される必要があり、LOCA、ATWSのような事象も今後研究すべき課題である。LOCA事象では、炉心上・下端のCCFL（Counter Current Flow Limiting）が燃料棒最高温度を定める重要な現象である。ATWSではボロン反応度とボイド反応度のバランスで未臨界に至るまでの経過が定まってくる。従って、これらの物理量の評価が重要となりうる。

HCBWRの設計を考える場合、今迄述べた事象に対し適切な安全余裕を持つよう最適化を行う必要がある。各部の物理現象を精度高く評価する分離効果試験と共に、プラントとしての総合的な最適化研究も今後重要な課題になるであろう。

## 6. まとめ

HCBWRの概念研究はまだ始まって間もなく、従来からの知見を基に概念を構築し始めたばかりである。今後は、これらの概念に基づき信頼性の高い試験・研究を行い、HCBWRが経済性・安全性の両面から成り立ちうることを評価していくことが肝要であろう。

## 参考文献

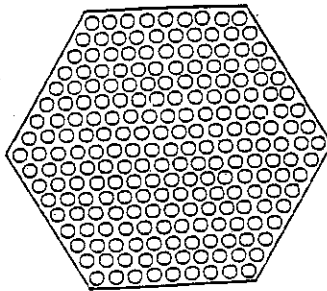
- (1) Oldekop, W., Berger, H.D. and Zeggel, W.: General Features of Advanced Pressurized Water Reactors with Improved Fuel Utilization, Nucl. Technol., 59, p.212 (1982)
- (2) Millot, J.P.: Framatome Studies on High Conversion Water Reactor Concept, Technical Committee Meeting on Advanced Light and Heavy Water Reactor Technology, IAEA, Vienna (1984)
- (3) 石黒幸雄, 土橋敬一郎, 佐々木誠, "高転換加圧水炉(HCPWR)の核特性解析上の問題点 (SRAC システムによる PROTEUS-LWHCR 炉心の解析)", JAERI-M 84-180 (1984)
- (4) 秋山美映: "HCPWR の熱的問題点", JAERI-M 86-009 (1985)
- (5) V.G. Rodrigues: "Untersuchungen zum Hochkonvertierenden Siedewasser-reactor," Dissertation, Doktor-Ingenieur, Fakultät für Maschinenwesen der Universität Hannover (1983)
- (6) Rouhani, Z.: Int. J. Multiphase Flow, 3-35 (1976)
- (7) Lahey, R.T. Jr., Moody, F.J.: The Thermal-Hydraulic of a Boiling Water Nuclear Reactor," ANS Monograph (1977)
- (8) LeTourneau, B.W., et al.: "Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in Bundles of Twenty 0.25 and 0.28 in. Diameter Rods," WAPD-TM-1013 (1975)
- (9) Donne, M.D., Hame, W.: "Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, including the Spiral Spacer Effect," Nucl. Technol., 71, 111 (1985)
- (10) Uotinen, V.O., et al.: "Technical Feasibility of a Pressurized Water Reactor Design with a Low Water Volume Fraction Lattice," EPRI-NP-1833 (1981)
- (11) 東芝: "沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要", (1976)
- (12) 角山茂章, 光武徹, 吉村邦広: "高転換沸騰水型炉の熱水力静特性評価", 日本原子力学会年会 (1986)
- (13) 新井健司, 齊藤禎祠, 瀧川幸夫: "高転換沸騰水型炉の動特性評価", 日本原子力学会年会 (1986)

表1 稠密六角格子に対する限界熱流束相関式

	適用範囲 (データベース)				
	水力直径 [ロッドクリアランス](mm)	圧力 (kg/cm <sup>2</sup> a)	流量 (kg/h/m <sup>2</sup> )	出口 クオリティ	スペーサ
KfK 相関式 (改良 WSC-2 相関式)	2.28~6.6 〔0.38~2.29〕	84.4~140.6	0.24~20.0 ×10 <sup>6</sup>	-0.45~0.96	格子 フェルール スパイラル
B & W 相関式 (EPRI)	3.61~21.6 〔約1.5~約2.3〕	84.4~170.5	4.9~20.5 ×10 <sup>6</sup>	〔入ロサブクール 17~244°C〕	格子

表2 主要な熱水力条件

ロッド径	現行燃料と同等
スペーサ	グリッド型式
軸方向出力分布	コサイン分布
圧力	72.8kg/cm <sup>2</sup> (1035psia)
相関式	KfK 限界熱流束相関式
解析コード	COBRA/BWR



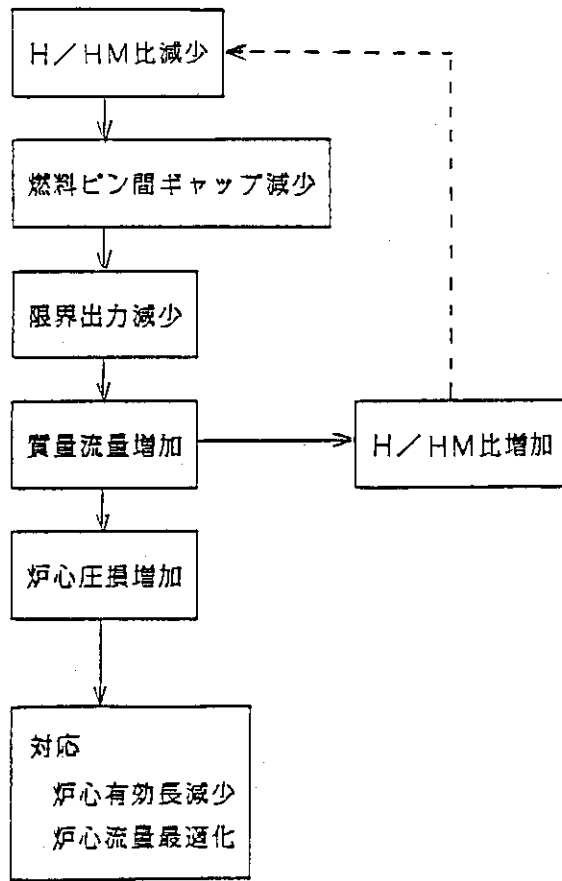
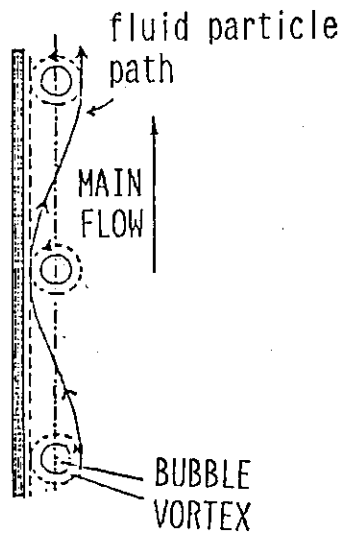


図1 HCBWR熱水力設計



限界出力発生機構(Rouhani)

図2 限界出力点のメカニズム

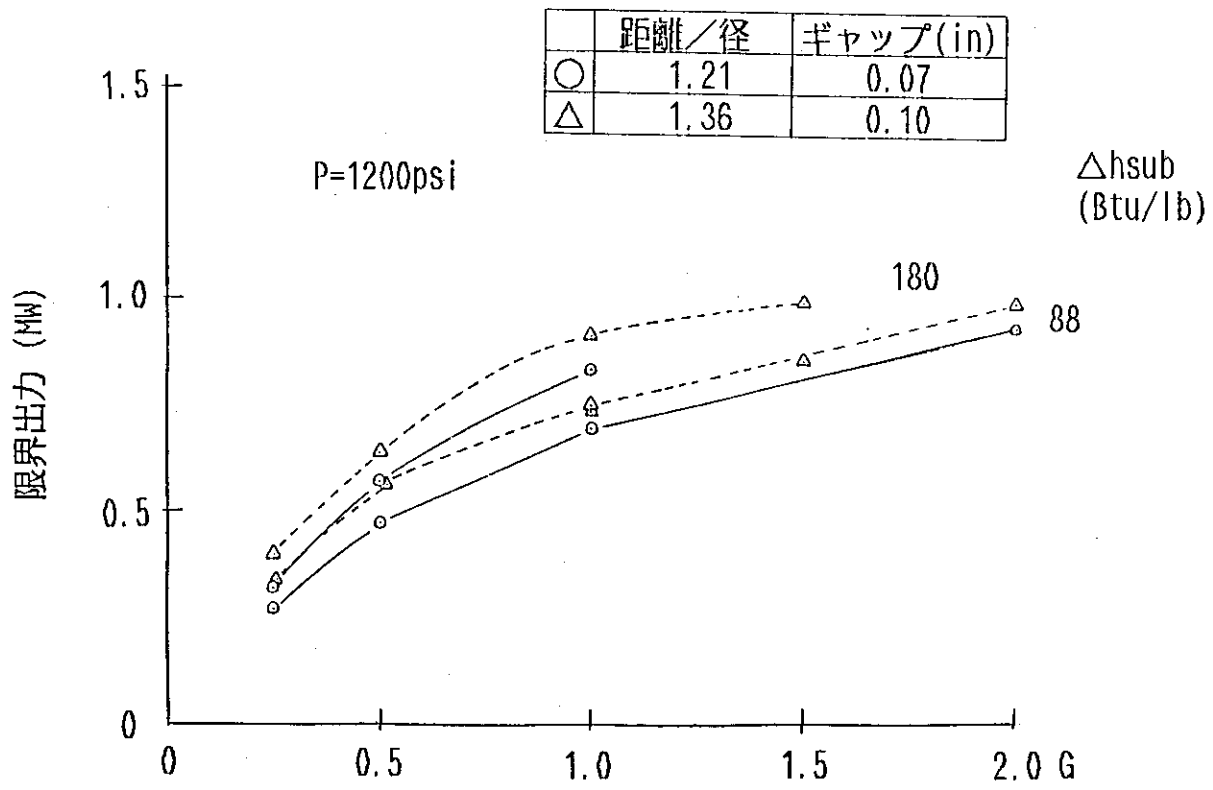


図.3 (ロッド距離/ロッド径) 比の限界出力への影響 (WAPD-TM-1013)

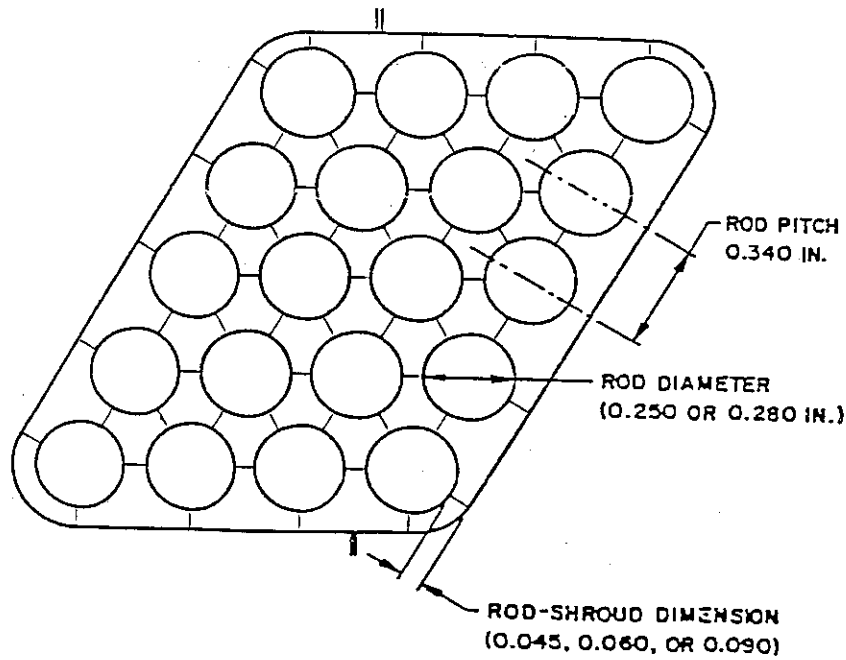


図4 中心チャンネル流量の評価法

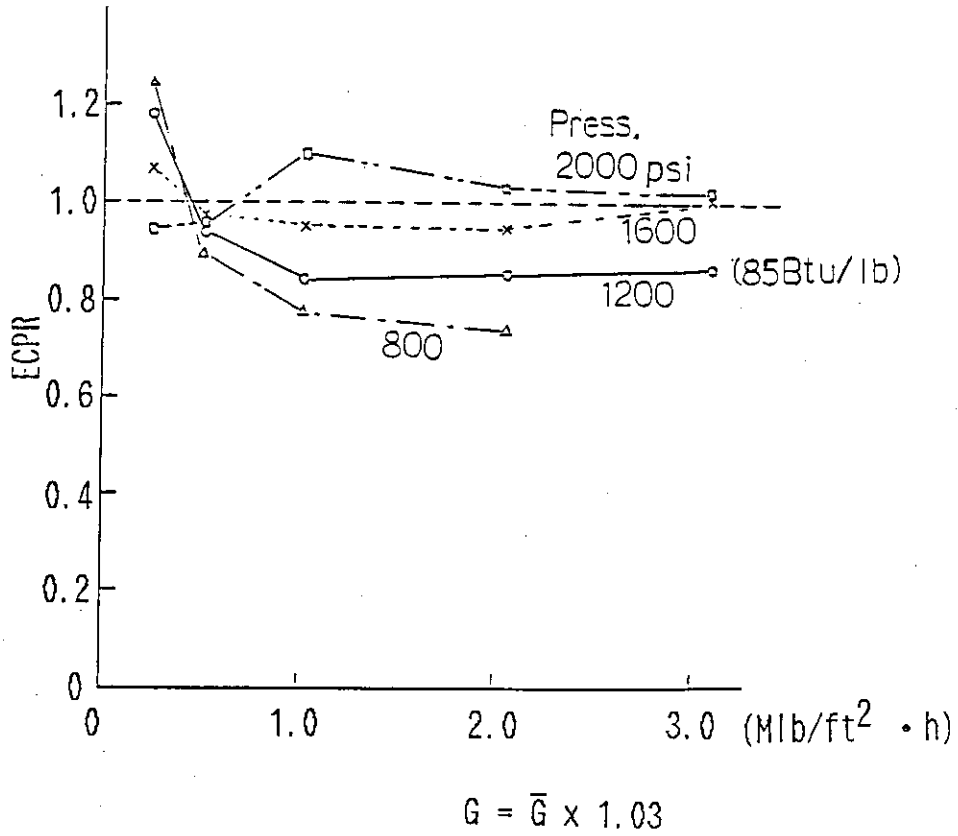


図5 K f K 相関式の ECPR  
 (ECPR =  $\phi_{CHF, calc} / \phi_{CHF, EXP}$ )

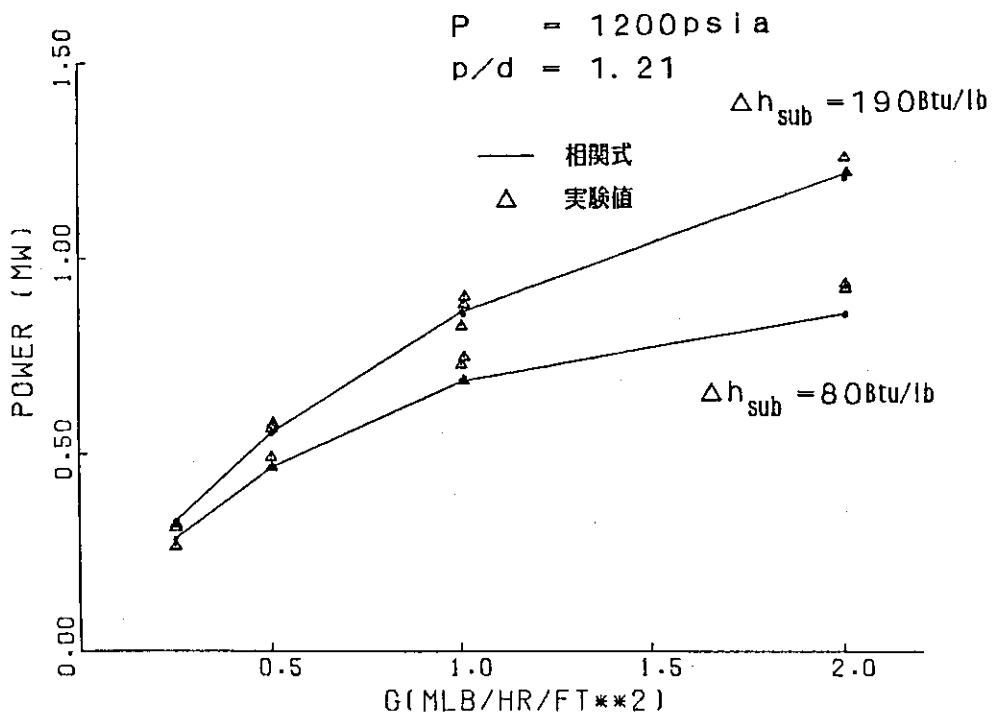


図6 稠密格子用限界出力相関式予測値と実験結果との比較



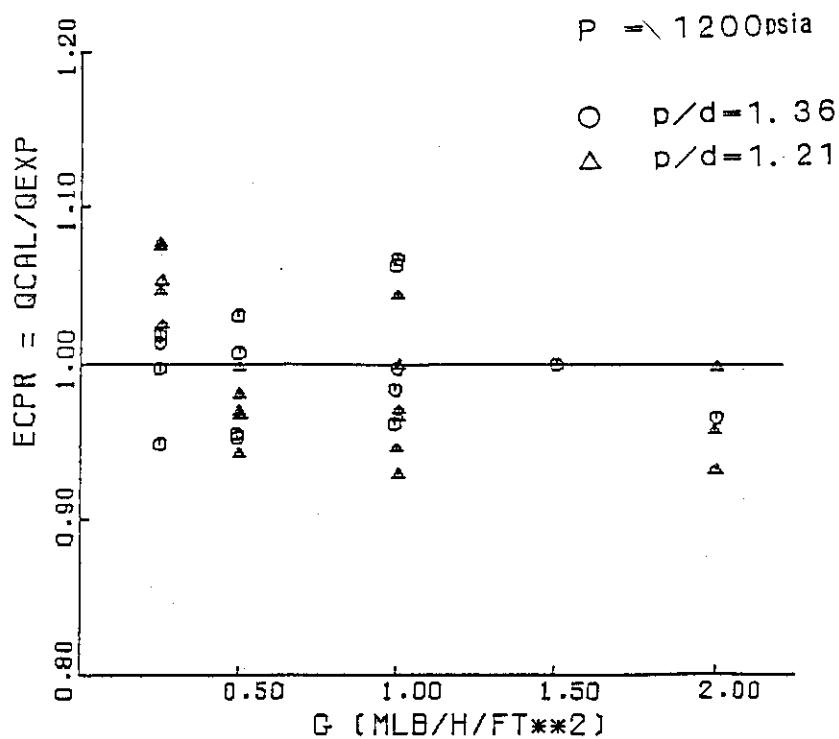


図7 限界出力実測値との比較  
 $ECPR = (\text{予測値}) / (\text{実測値})$

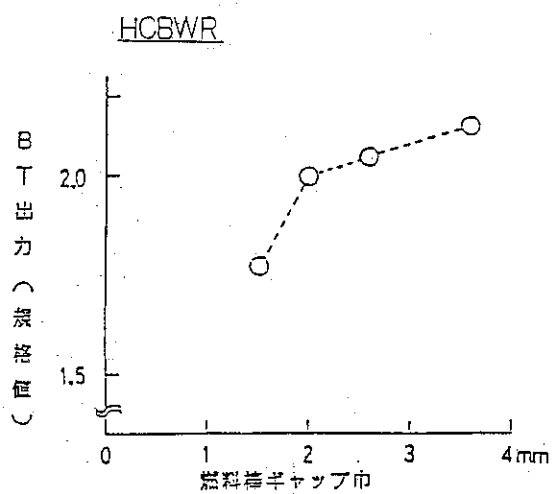


図8 BT出力 (平均バンドル出力で規格)

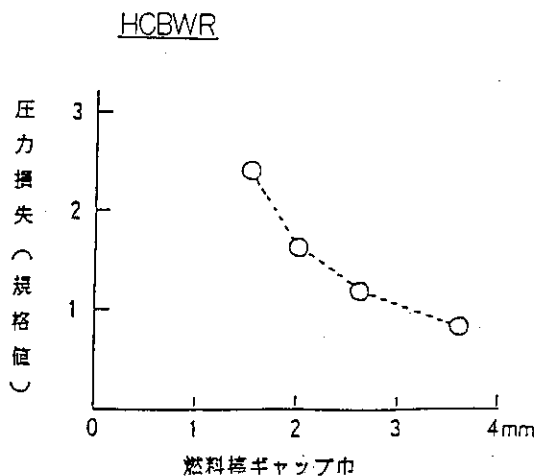


図9 炉心圧力損失 (現行値で規格)

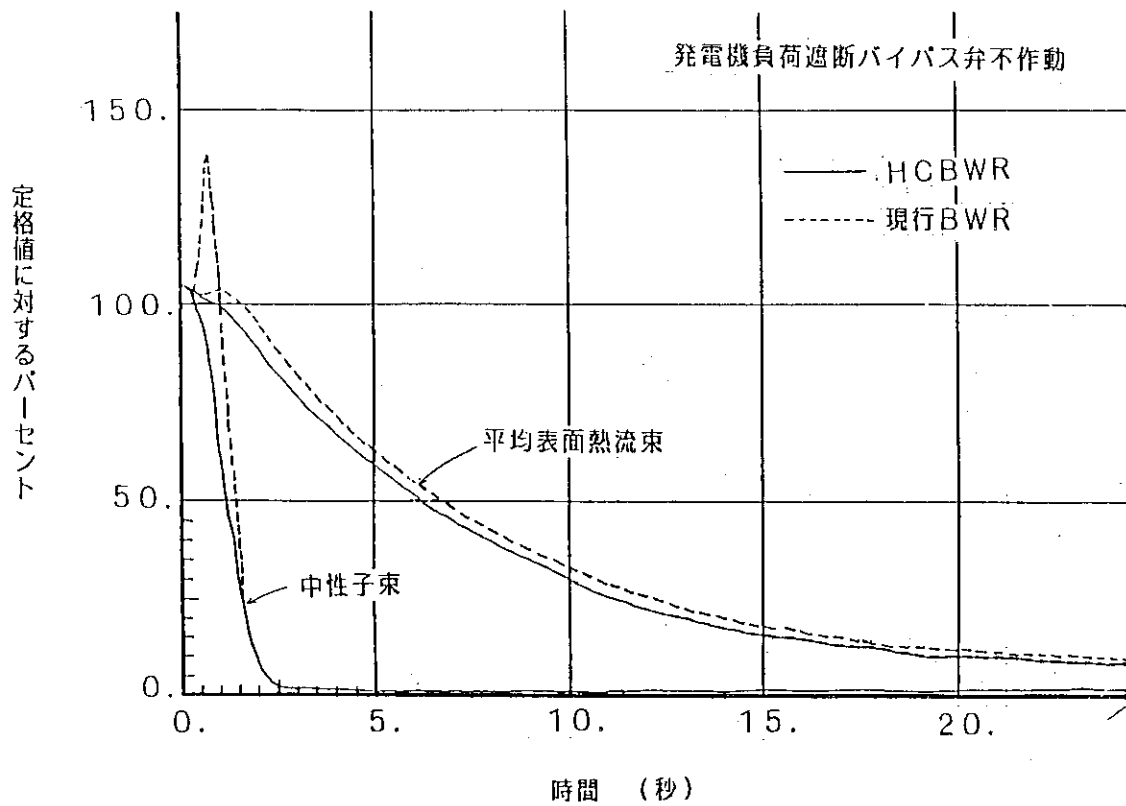


図10 発電機負荷遮断バイパス弁不作動

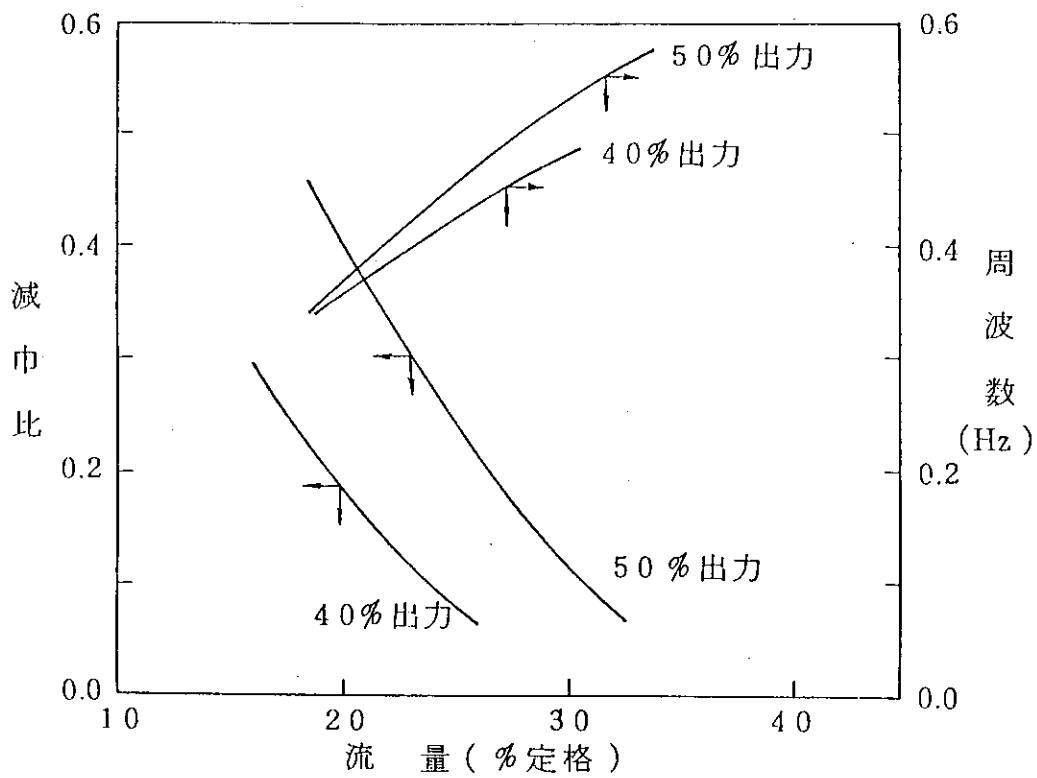


図11 チャンネル安定性

### 3. 三次元輸送コードのベンチマーク問題の提案

藤村統一郎, 笹本宣雄, 小手川洋  
日本原子力研究所

既に開発された様々な解法に基づくコードを評価するため、2つの三次元ベンチマーク問題を提案する。問題は既に実験が行われたものから選定したが、参考値としては測定値のほか、モンテカルロ・コードによる解も与えるものとする。また、実験で測定されなかった特性値の計算も加えられる。

1) FCA XII-1 集合体における固有値と出力分布

この問題では、様々な制御棒パターンに対する固有値と軸方向の出力分布を求める。また空間および角度のメッシュ効果を調べる。

2) JRR-4 炉における中性子の漏洩

この問題では、炉心からの核分裂中性子が矩形空気スロットを有する黒鉛遮蔽体に入射するとき、スロットの中心軸に沿って反応率分布を求める。

### 3. Proposal of Benchmark Problems for Three-dimensional Transport Codes

Toichiro FUJIMURA, Nobuo SASAMOTO  
and Hiroshi KOTEGAWA  
Japan Atomic Energy Research Institute

In order to evaluate various three-dimensional transport codes, we propose the following two benchmark problems which have been selected out of experiments. As the reference values, solutions by the Monte Carlo codes are given in addition to the measurements. Some characteristic parameters which were not measured are also to be calculated in the benchmark tests.

1) Calculation of eigenvalue and power distribution for the FCA assembly XII-1

In this problem, the eigenvalues and power distributions are to be calculated for various control rod patterns. Spatial and angular mesh effects are to be examined.

2) Neutron streaming in the JRR-4 shield

In this problem, the reaction rate distributions are to be calculated along the central axis of a rectangular air slot in graphite shields when fission neutrons are injected into the slot.

## 1. はじめに

複雑な形状をもつ原子炉の詳細な炉心解析や遮蔽計算における中心的な課題は、中性子束をエネルギーおよび場所の関数としてできる限り正確に決定することにある。このためには、微分型または積分型の3次元中性子輸送方程式を解く必要があるが、1965年頃からモンテカルロ法を始め、様々な解法によるコードが開発されてきた<sup>1)</sup>。近年の電子計算機の急速な進歩と数値解法の著しい発展は、この種の研究活動を一層活発にしている。

コード開発に伴うコードの検証は、評価済みの2次元輸送コードを基準にして行うのが一般的である。しかし、2次元問題はコードの機能の妥当性は確かめられても、3次元コードとしての特徴を明確にすることは困難である。従って、3次元輸送ベンチマーク問題としては、2次元輸送や3次元拡散計算が適用しにくいもの程望ましいということになる。つまり何故3次元輸送計算が必要であるかを特徴的につかむことのできる問題が望ましい。

実用的見地からベンチマーク問題を設定するとき、評価の対象として核的特性値以外のものを採り上げることも多い。特に、多次元計算では、解の精度や信頼性のほか、計算コストも重要な評価の要因となる。また、使用する核データの正確さや解を比較する参考値（理論的予測値や実験値等）の信頼度も問題となる<sup>2)</sup>。

以上の観点から、ベンチマーク問題設定の出発点として、炉物理的にも興味が大きく、かつテストの実行が比較的容易な2つの問題を提案した。その一つは高速炉における制御棒挿入時の出力分布、もう一つは中性子の漏洩を扱う遮蔽の問題である。これらに対しては、実験値を参考値として提示するほか、モンテカルロ計算の結果も添付する。

## 2. FCA XII-1 集合体における反応率分布<sup>3)</sup>

### 2.1 ベンチマーク問題の概要

FCA XII-1 集合体は高速炉の軸方向非均質炉心模擬実験計画における標準炉心である。ベンチマーク・テストを容易にするため、径方向対称性を有するよう修正した体系と、更に体系中心に模擬制御棒を挿入した体系に対し、体系固有値  $k_{eff}$  と制御棒近くの核分裂反応率分布を採り上げる。この修正により、 $k_{eff}$  はドロワー置換反応度を用いて測定値が修正されるが、核分裂反応率分布への影響は無視できる。この問題では、3次元計算における空間および角度のメッシュ効果についても調べる。

### 2.2 実験配置

FCA は左右2分割型の臨界集合体である。Fig.1 は FCA XII-1 集合体の標準炉心を少し修正した炉心（以下これを参考炉心または Na フォロウ挿入体系と呼ぶ）の固定側 ( $z > 0$ ) 断面を示したもので、修正や模擬制御棒（天然  $B_4C$  ピン）挿入等に伴う臨界調整のため置き換えられる可能性のあるドロワが、E, N 等の記号で示されている。参考炉心の移動側 ( $z < 0$ ) と模擬制御棒の部分挿入および半挿入の体系を含めた、ドロワー置換法を Table 1 に示す。この置き換えでは、各ケースで固定側の模擬制御棒の挿入状態が異なるほか、半挿入体系の移動側のドロワが

他のケースと異なる。

各ドロウの構造は Fig. 2 に示される。燃料及び物質板は 2 インチ × 2 インチの正方形であり、ドロウ内のセルは 2 インチ単位で構成され、これをパックと呼び、分割面から順に記号 1Z~16Z で表示する。Fig. 3 は 3 ケースの模擬制御棒挿入状態を示したもので、例えば部分挿入の場合、固定側 16Z から 7Z まで挿入されている。また、模擬制御棒を引き抜いたあとには Na 板が装填される。

### 2.3 測定結果

ベンチマーク問題で扱う項目の実験測定結果について述べる。参考炉心 (Na フォロウ挿入) および模擬制御棒の部分挿入と半挿入の体系に対する固有値  $k_{eff}$  は、ドロウ置換反応度や制御棒反応度値を考慮して、1.00114, 1.00006, 1.00063 で与えられる。一方、標準炉心から参考炉心への修正に対し、模擬制御棒の隣 (F 126/27) のドロウでの核分裂反応率分布への影響は無視しうる。Fig. 4~6 は、それぞれ、Pu-239, U-235, U-238 に対する  $z$  方向の核分裂反応率分布を与えたもので、 $z = -27.94$  cm (移動側) で正規化されている。図では、模擬制御棒挿入による分布の歪がよく現れている。

### 2.4 物質組成と核データ

少数群の巨視断面積を求めるにあたり、セル計算を SLAROM コード<sup>4)</sup> で行った。集合体中央部 (Fig. 2 でセルパターンを与えた部分) と模擬制御棒については非均質セル計算を、集合体周辺部では均質セル計算を行った。Fig. 7 はドロウ T2 B2 の炉心部の断面図とそのセルモデルを例として示したもので、通常プレート部が 5.08 cm, すき間を含めた側壁部が  $0.22 \times 2$  cm, 計 5.52 cm である。しかし、制御・安全棒のドロウ CRSR についてのみプレート部 4.9212 cm, 側壁部  $0.2994 \times 2$  cm となっている。Table 2 および 3 はそれぞれ非均質、均質セル計算に用いたデータで、1 次元球モデルで拡散計算を行い、3 群に縮約した巨視断面積を Table 4 に示す。また、核分裂反応率分布の計算に必要な微視断面積を Table 5 に示す。

## 3. 黒鉛スロットからの中性子の漏洩<sup>5)</sup>

### 3.1 ベンチマーク問題の概要

この問題では、JRR-4 炉心内で発生した核分裂中性子を黒鉛遮蔽供試体に入射させるときのスロット内ストリーミングによる速中性子、熱外及び熱中性子の反応率分布を取り扱う。実験では、供試体中のスロットの幅を 0, 1, 2 cm に変えた場合のスロット軸上の反応率分布を測定しており、測定器はしきい検出器及び金箔を用いている。

### 3.2 実験配置

実験体系は、断面が  $130 \times 130$  cm, 奥行きが 174 cm の鉄製ドライボックス内に黒鉛遮蔽供試体を組み込み、その前面に設置した厚さ 32 cm の鉄フィルターと共に、断面の中心が炉心中心と一致するように JRR-4 プール水中に設置したものである。全体の実験配置の平面図を Fig. 8 に、

JRR-4 炉心およびドライボックス内の垂直断面図を Fig. 9 に示す。また、Table 6 には各領域の物質組成を与える。ここで、Core は均質化した組成である。

### 3.3 線源条件

Fig. 10 は平面図における各燃料要素単位の平均出力分布  $S(x, y)$  とその垂直分布  $S(z)$  を表わし、3次元出力分布  $S(x, y, z)$  は

$$S(x, y, z) = S(x, y) \times S(z)$$

で表わせるものとする。測定値が炉出力 1 watt あたりの反応率で得られているため、線源強度  $S^*$  は  $\bar{\nu}$  を 2.46 と仮定して

$$S^* = 7.626 \times 10^{10} \text{ (neutrons/s)}$$

で与える。線源中性子スペクトルとしては核分裂スペクトルを仮定する。核分裂スペクトル  $N(E)$  は、Watt の公式により次式で近似的に表わすことができる。

$$N(E) = 0.484 e^{-E} \sinh \sqrt{2E} \text{ (neutrons} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{fission}^{-1}\text{)}.$$

### 3.4 測定結果

スロットの幅  $W$  を、0 cm, 1 cm, 2 cm とした体系に対して、スロット軸に沿って  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ ,  $^{198}\text{Au}$ , Cd 付きの  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{115}\text{In}(n, n')$ ,  $^{115\text{m}}\text{In}$ ,  $^{32}\text{S}(n, p)$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{24}\text{Mg}(n, p)$ ,  $^{24}\text{Na}$  の各反応の 1 watt あたりの中性子反応率分布が測定された。これらの反応が感度を有するおよそのエネルギー範囲は、それぞれ、0~0.5 eV, 0.5~100 eV, 500 keV 以上, 1 MeV 以上, 5 MeV 以上であり、測定結果は Fig. 11~15 に示されている。

## 4. あとがき

3次元中性子輸送コードを開発・改良する過程において、コードを検証するためのベンチマーク問題の必要性に迫られ、まず高速炉と遮蔽の問題を提案した。ベンチマーク・テストでは、計算結果を何と比較するかが重要な要素となるが、さし当って高速炉の問題では、共通の3群の断面積を使って輸送コード間の比較を行い、遮蔽の問題では実験と絶対値で比較することにする。その際、モンテカルロ計算の結果等が利用できればベンチマーク問題は質的、量的に充実する。このため、高速炉の問題については MORSE-CG の解を、遮蔽の問題には MCNP の解を追加するほか、著者らのコード<sup>6)7)</sup> の解も添付したいと考えている。

既に述べたように、良い3次元輸送ベンチマーク問題とは、2次元輸送や3次元拡散計算が適用しにくい問題である。しかし、かかる問題はベンチマーク・テストが簡単には実施しにくいというジレンマがある。提案した問題については、テストが実施し易いという利点を活かしつつ、3次元問題としての特徴が一層顕著になるよう改良する予定である。今後は、2次元モデル化が極めて困難な問題や、熱中性子炉を対象とした新しい問題の追加等も行い、ベンチマーク問題集をより魅力あるものになりたい。

謝 辞

大阪大学の竹田敏一氏, 日本原子力研究所の飯島進, 中原康明, 高野秀機, 中川正幸の各氏には有益なコメントと力添えを頂いた。ここに謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 中原康明: "原子力におけるソフトウェア開発研究会報告書", JAERI-M 85-017, 5 (1985)
- 2) Froehlich, R.: "Proc. of the Mathematical Models and Computational Techniques for Analysis of Nuclear Systems, Ann Arbor", VII-1 (1973)
- 3) 飯島進他: "FCAによる大型軸方向非均質炉心の炉物理研究(3)", JAERI-M 85-045 (1985)
- 4) Nakagawa, M. and Tsuchihashi, K.: "SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor", JAERI 1294 (1984)
- 5) 田中俊一他: "遮蔽ベンチマーク問題集(2)", JAERI-M 8686 (1980)
- 6) Fujimura, T., Nakahara, Y. and Matsumura, M.: J. Nucl. Sci. Technol., 20, 620 (1983)
- 7) Sasamoto, N. and Takeuchi, K.: Nucl. Sci. Eng., 80, 554 (1982)



Table 1 Replacement of drawers for various control rod patterns

Position	Na follower insertion	B <sub>4</sub> C partial insertion	B <sub>4</sub> C half insertion
Fixed side			
126/26	CRNI	CRPI	CRBI
119/19	EUCD	EUCD	EUCD
119/33	"	"	"
133/19	"	"	"
133/33	"	"	"
Movable side			
126/26	CRNI	CRNI	CRNI
119/19	DUB	DUB	EUCD
119/33	"	"	"
133/19	"	"	"
133/33	"	"	"

Table 2 Plate data for benchmark core (atoms.  $10^{24}/\text{cm}^3$ )

Plate	AL203(1/16)	AL203(1/8)	AL203(1/4)	AL(V)
Thickness	0.1587	0.3175	0.6350	0.3175
O	5.69502E-02	5.69502E-02	5.92121E-02	0.0
AL	3.77062E-02	3.77062E-02	3.94736E-02	2.45592E-02
Cr	1.63144E-03	1.54080E-03	9.90516E-04	1.68845E-03
Fe	5.94184E-03	5.61174E-03	3.60755E-03	6.14931E-03
Ni	7.11210E-04	6.71698E-04	4.31806E-04	7.36022E-03
Plate	NU	EU20(1/16)	EU20(1/8)	EU93
Thickness	0.1587	0.1587	0.3175	0.1587
U-235	3.07365E-04	8.51584E-03	8.51958E-03	3.93024E-02
U-238	4.23955E-02	3.38013E-02	3.38141E-02	2.97117E-03
Plate	DU02	PU81	PU92	NA
Thickness	0.6350	0.1587	0.1587	0.6350
O	3.98778E-02	0.0	0.0	0.0
Na	0.0	0.0	0.0	1.66391E-02
Al	0.0	2.85805E-03	2.60734E-03	0.0
Cr	0.0	4.98005E-03	4.65741E-03	4.47272E-03
Fe	0.0	1.93847E-02	1.81929E-02	1.64857E-02
Ni	0.0	2.38270E-03	2.32740E-03	2.06674E-03
U-235	4.04351E-05	0.0	0.0	0.0
U-238	1.99038E-02	0.0	0.0	0.0
Pu-239	0.0	1.77778E-02	1.81774E-02	0.0
Pu-240	0.0	4.11016E-03	1.60225E-03	0.0
Pu-241	0.0	3.19662E-04	7.86954E-05	0.0
Pu-242	0.0	9.83679E-05	0.0	0.0
Am-241	0.0	3.44275E-04	7.17147E-05	0.0

Table 2 (cont.)

Plate	C	SSPLATE	SS(EDGE)	SS(EDGE)CS
Thickness	0.1587	0.1587	0.2200	0.2994
C	7.81693E-02	0.0	0.0	0.0
Cr	9.90516E-04	1.67014E-02	1.22240E-02	1.36830E-02
Fe	3.60755E-03	6.06311E-02	4.45040E-02	4.98150E-02
Ni	4.31806E-04	1.37202E-02	5.32900E-03	5.96600E-03

Table 3 Block data for benchmark core (atoms.  $10^{24}/\text{cm}^3$ )

Material	NU Block	DU Block	DUO2 Block	MATRIX
U-235	2.89 E-04	8.40 E-05	3.7 E-05	0.0
U-238	3.9889 E-02	4.0174 E-02	1.8317 E-02	0.0
O	0.0	0.0	3.6699 E-02	0.0
Cr	1.846 E-03	1.846 E-03	1.772 E-03	1.228 E-03
Fe	6.722 E-03	6.722 E-03	6.452 E-03	4.473 E-03
Ni	8.04 E-04	8.04 E-04	7.72 E-04	5.35 E-04

Material	CR B4C	CR NA
Cr	3.82939E-03	5.00715E-03
Fe	1.40750E-02	1.84152E-02
Ni	1.68960E-03	2.29041E-03
C	9.83028E-03	0.0
Na	0.0	1.53128E-02
B-10	7.73529E-03	0.0
B-11	3.13360E-02	0.0

Table 4 Collapsed 3-group cross sections of benchmark core  
CR (NA)

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	1.91177E-04	0.0	1.09838E-01	3.10440E+00	3.10440E+00
2	3.05969E-04	0.0	1.93036E-01	1.90460E+00	1.90460E+00
3	1.21225E-03	0.0	4.03704E-01	9.59677E-01	9.59677E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.02141E-01	1.89929E-01	4.02492E-01		
g=>g+1	7.48729E-03	2.80067E-03	0.0		
g=>g+2	1.85543E-05	0.0	0.0		

T2B2 (INT. BLAN.)

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	2.09063E-03	2.78287E-03	1.85319E-01	1.92823E+00	1.96078E+00
2	3.12258E-03	1.45344E-04	2.95863E-01	1.16722E+00	1.19041E+00
3	8.67509E-03	6.21745E-04	4.46119E-01	7.97539E-01	8.06768E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.66212E-01	2.89651E-01	4.37444E-01		
g=>g+1	1.69979E-02	3.08905E-03	0.0		
g=>g+2	4.93990E-05	0.0	0.0		

CRSR (INT. BLAN.)

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	1.35337E-03	1.69179E-03	1.35705E-01	2.52130E+00	2.53065E+00
2	1.92227E-03	1.59803E-04	2.59806E-01	1.39445E+00	1.41151E+00
3	6.02676E-03	6.57064E-04	4.45218E-01	8.13850E-01	8.35913E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.25883E-01	2.55897E-01	4.39192E-01		
g=>g+1	8.44762E-03	1.98658E-03	0.0		
g=>g+2	4.06606E-05	0.0	0.0		

Table 4 (cont.)

## PD92 (INT. BLAN.)

---

g	Absorp	nu+fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	2.29101E-03	3.37358E-03	1.80338E-01	1.96901E+00	2.02114E+00
2	3.00187E-03	1.42763E-04	2.92320E-01	1.18096E+00	1.20527E+00
3	8.35404E-03	5.63949E-04	4.53830E-01	7.86750E-01	7.96047E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.62416E-01	2.86588E-01	4.45476E-01		
g=>g+1	1.56161E-02	2.73002E-03	0.0		
g=>g+2	5.65059E-05	0.0	0.0		

---

## T2B2 (CORE)

---

g	Absorp	nu+fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	4.00591E-03	9.09236E-03	1.72164E-01	2.08508E+00	2.11445E+00
2	4.37912E-03	5.00607E-03	2.82819E-01	1.22366E+00	1.24661E+00
3	1.38261E-02	1.12218E-02	4.73702E-01	7.53858E-01	7.63751E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.54531E-01	2.75982E-01	4.59877E-01		
g=>g+1	1.36107E-02	2.45683E-03	0.0		
g=>g+2	5.35917E-05	0.0	0.0		

---

## CRSR (CORE)

---

g	Absorp	nu+fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	6.74557E-03	1.45693E-02	1.34679E-01	2.55857E+00	2.56644E+00
2	1.08993E-02	1.94859E-02	2.69546E-01	1.36517E+00	1.37812E+00
3	3.51302E-02	5.78719E-02	3.81556E-01	8.89539E-01	9.25662E-01

---

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.20480E-01	2.57454E-01	3.46426E-01		
g=>g+1	7.44930E-03	1.19285E-03	0.0		
g=>g+2	2.98578E-05	0.0	0.0		

---

Table 4 (cont.)

## EUCD (CORE)

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	5.89191E-03	1.23146E-02	2.33874E-01	1.54300E+00	1.55455E+00
2	8.78202E-03	1.24597E-02	3.92295E-01	8.63838E-01	8.70979E-01
3	2.60840E-02	3.53931E-02	4.64801E-01	7.19793E-01	7.31876E-01

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	2.05331E-01	3.77931E-01	4.38717E-01		
g=>g+1	2.26532E-02	5.58181E-03	0.0		
g=>g+2	5.30463E-05	0.0	0.0		

## CR (B4C)

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	4.30288E-03	0.0	1.71869E-01	2.06878E+00	2.06878E+00
2	2.03202E-02	0.0	3.14364E-01	1.10717E+00	1.10717E+00
3	9.29826E-02	0.0	5.14678E-01	6.54504E-01	6.54504E-01

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	1.48556E-01	2.87492E-01	4.21696E-01		
g=>g+1	1.89925E-02	6.55215E-03	0.0		
g=>g+2	1.79794E-05	0.0	0.0		

## NU BLOCK

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	8.30530E-03	1.17725E-02	2.56317E-01	1.34187E+00	1.34187E+00
2	1.15741E-02	1.26536E-03	4.82806E-01	7.12037E-01	7.12037E-01
3	2.48914E-02	3.93982E-03	5.96830E-01	5.60852E-01	5.60852E-01

Scattering matrix					
g	1	2	3		
g=>g	2.29555E-01	4.70248E-01	5.71938E-01		
g=>g+1	1.84608E-02	9.83988E-04	0.0		
g=>g+2	1.49361E-04	0.0	0.0		

Table 4 (cont.)

## DU BLOCK

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	6.56484E-03	6.30600E-03	2.68638E-01	1.27241E+00	1.27241E+00
2	1.08532E-02	3.67747E-04	4.80091E-01	7.16181E-01	7.16181E-01
3	2.31034E-02	1.08218E-03	5.99616E-01	5.58066E-01	5.58066E-01

## Scattering matrix

g	1	2	3
g=>g	2.44474E-01	4.68428E-01	5.76512E-01
g=>g+1	1.76018E-02	8.09727E-04	0.0
g=>g+2	9.18180E-05	0.0	0.0

## DUC2 BLOCK

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	2.67799E-03	1.67548E-03	3.05409E-01	1.18888E+00	1.18888E+00
2	5.08742E-03	1.62770E-04	3.82373E-01	8.85812E-01	8.85812E-01
3	1.19721E-02	4.38887E-04	4.77703E-01	7.00068E-01	7.00068E-01

## Scattering matrix

g	1	2	3
g=>g	2.67672E-01	3.75240E-01	4.65731E-01
g=>g+1	3.50555E-02	2.04581E-03	0.0
g=>g+2	2.95017E-05	0.0	0.0

## MATRIX

g	Absorp	nu*fiss	Total	Dx	Dy,Dz
1	4.20444E-05	0.0	1.44965E-02	2.36310E+01	2.36310E+01
2	6.33160E-05	0.0	2.94411E-02	1.33519E+01	1.33519E+01
3	1.72498E-04	0.0	7.54473E-02	4.72140E+00	4.72140E+00

## Scattering matrix

g	1	2	3
g=>g	1.39441E-02	2.91775E-02	7.52749E-02
g=>g+1	5.07119E-04	2.00255E-04	0.0
g=>g+2	3.22988E-06	0.0	0.0

Table 5 Microscopic cross sections for the calculation of fission rate distribution

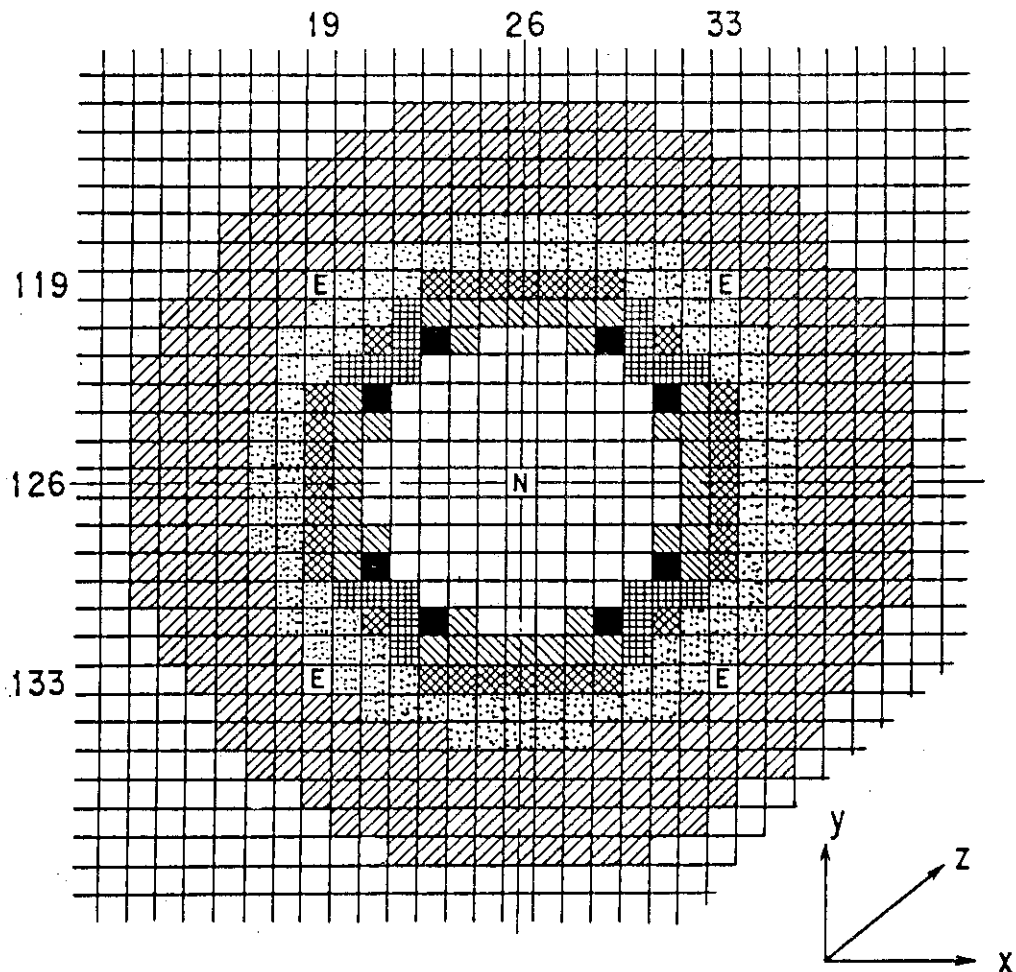
Region	g	Pu-239	U-235	U-238
T2B2 (I.B.)	1	1.68617E+00	1.20677E+00	8.55719E-02
	2	1.64438E+00	1.89097E+00	7.86472E-05
	3	6.77524E+00	8.94856E+00	2.76427E-04
T2B2 (CORE)	1	1.70017E+00	1.21784E+00	1.04940E-01
	2	1.64002E+00	1.86295E+00	7.91013E-05
	3	5.94857E+00	8.03717E+00	1.98724E-04

Table 6 Material composition of each region

	Core	Reflector	Water	Al tank	Fe (SS)	Graphite	Paraffin
H	4.577-2	1.638-8	6.674-2	—	—	—	7.743-02
<sup>10</sup> B	6.500-6	—	—	—	—	—	—
C	—	6.405-2	—	—	7.355-4	8.882-2	3.871-02
N	—	—	—	—	—	—	—
O	2.291-2	8.190-4	3.337-2	—	—	—	—
Al	1.785-2	8.537-3	—	5.997-2	—	—	—
Si	—	—	—	—	1.570-4	—	—
Fe	4.569-4	—	—	2.832-4	8.377-2	—	—
Mn	—	—	—	—	6.627-4	—	—
<sup>235</sup> U	1.015-4	—	—	—	—	—	—
<sup>238</sup> U	1.130-5	—	—	—	—	—	—

(atoms. 10<sup>24</sup>/cm<sup>3</sup>)





□	T2B2
▣	PD92B
▤	PD81B
▥	PUDB
■	CRSR

▦	EUCD
▧	DUB
▨	EUCD
▩	CRNI

Fig. 1 Cross sectional view of the fixed side of reference core

0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	16
1	Na			Na							Na			
2														
3	DUO <sub>2</sub>				DUO <sub>2</sub>						DUO <sub>2</sub>			
4	NU				Pu (92%)						NU			
5														
6	Na				Na						Na			
7	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)				Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)						Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)			
8	DUO <sub>2</sub>				DUO <sub>2</sub>						DUO <sub>2</sub>			
9														
10	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)				Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)						Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/16)			
11	Na				Na						Na			
12	NU				Pu (92%)						NU			
13														
14	DUO <sub>2</sub>				DUO <sub>2</sub>						DUO <sub>2</sub>			
15														
16	Na				Na						Na			

T2B2

0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	16
1	Na				Na									
2														
3	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
4	NU				DUO <sub>2</sub>									
5														
6	Na				Na									
7	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)				Pu (92%)									
8	DUO <sub>2</sub>				DUO <sub>2</sub>									
9														
10	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
11	Na				Na									
12	NU				DUO <sub>2</sub>									
13	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
14														
15	Na				Na									
16														

DUO<sub>2</sub> Block

NU Block    NU Block

PD92B

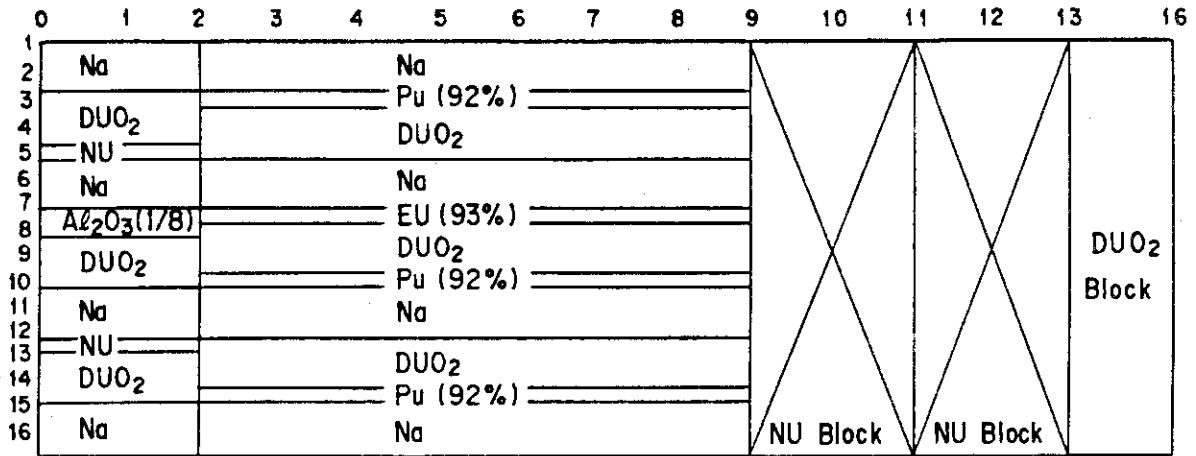
0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	16
1	Na				Na									
2														
3	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
4	NU				DUO <sub>2</sub>									
5														
6	Na				Na									
7	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (1/8)				Pu (81%)									
8	DUO <sub>2</sub>				DUO <sub>2</sub>									
9														
10	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
11	Na				Na									
12	NU				DUO <sub>2</sub>									
13	DUO <sub>2</sub>				Pu (92%)									
14														
15	Na				Na									
16														

DUO<sub>2</sub> Block

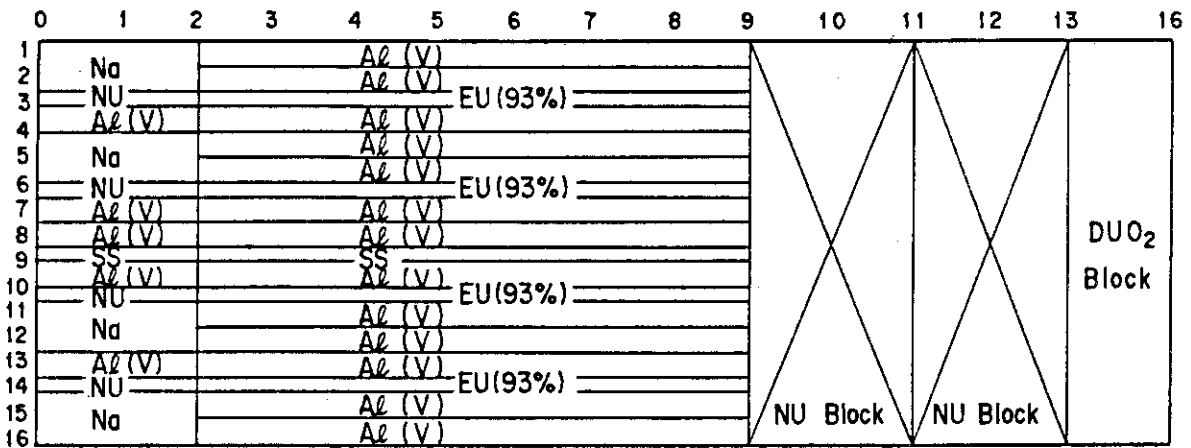
NU Block    NU Block

PD81B

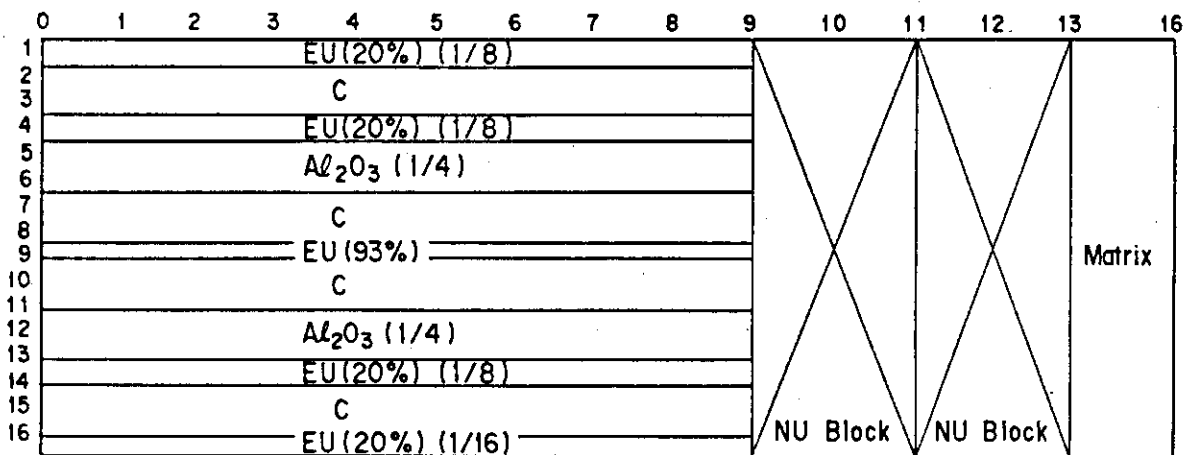
Fig. 2 Drawer master of benchmark core



PUDB



CRSR



EUCD

Fig. 2 (cont.)

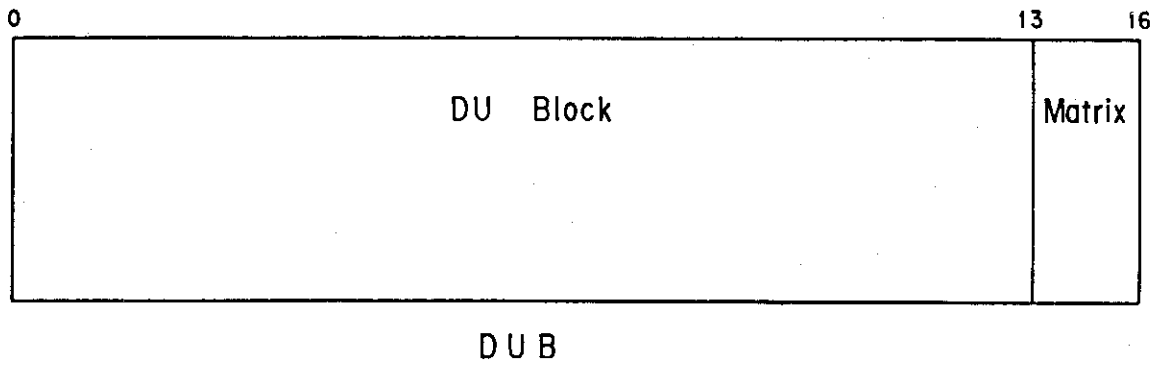


Fig. 2 (cont.)

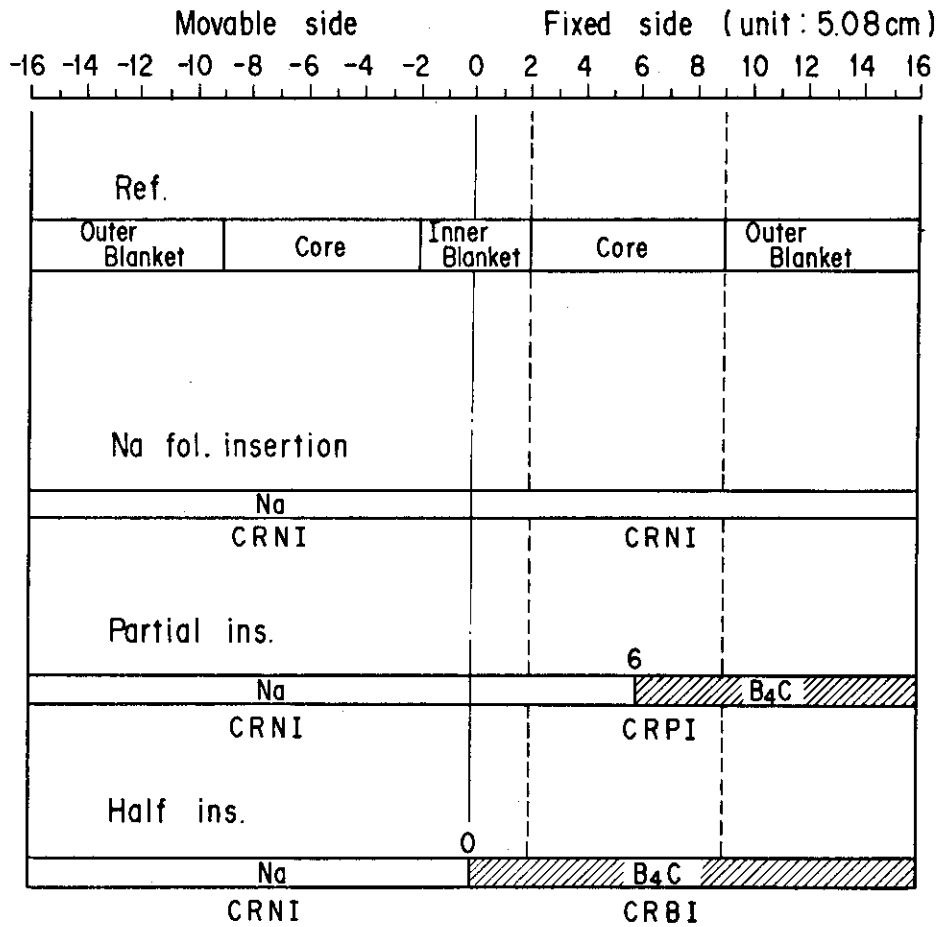


Fig. 3 Schematic view of simulated control rod position

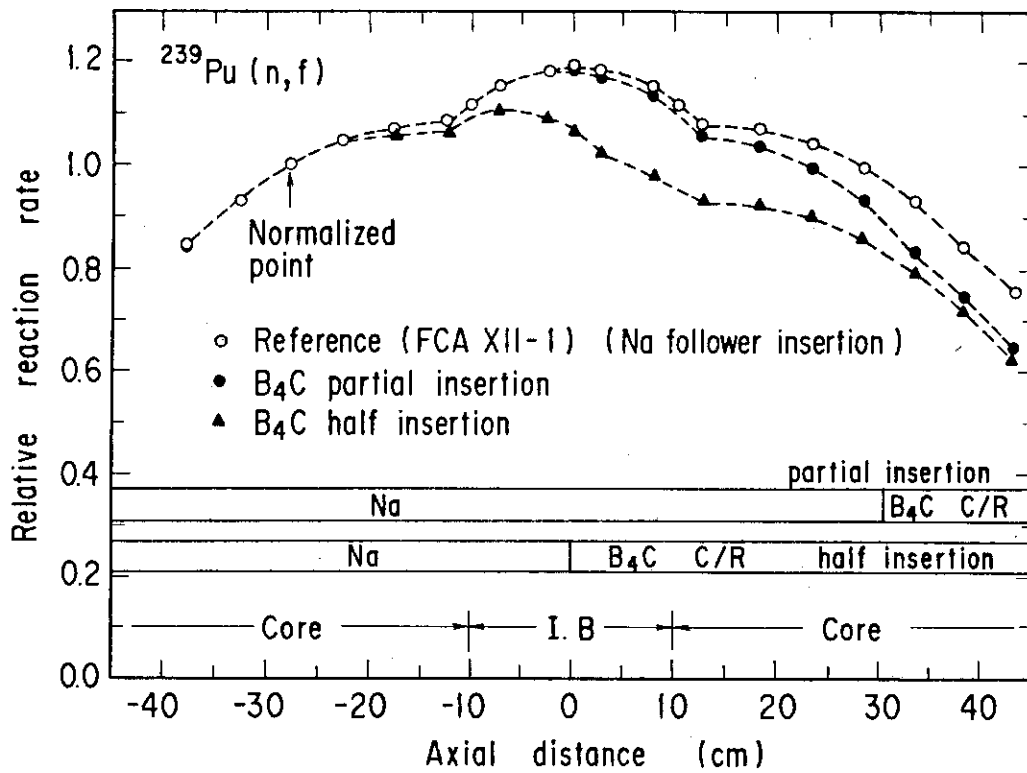


Fig. 4 Axial  $^{239}\text{Pu}$  fission rate distributions at simulated control rod insertion

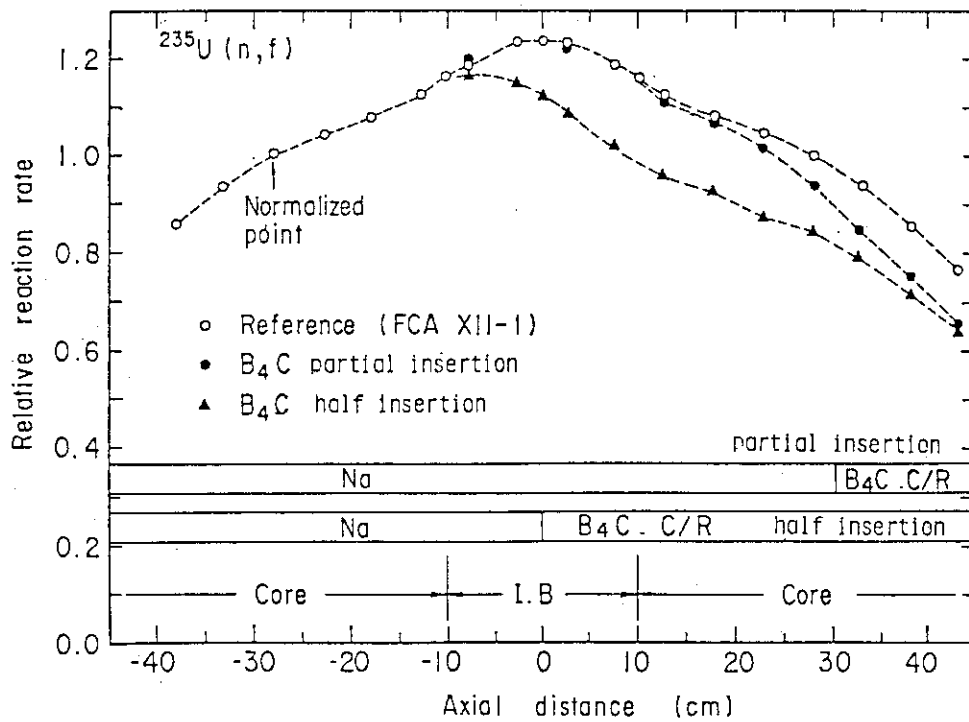


Fig. 5 Axial  $^{235}\text{U}$  fission rate distributions at simulated  $\text{B}_4\text{C}$  control rod insertion

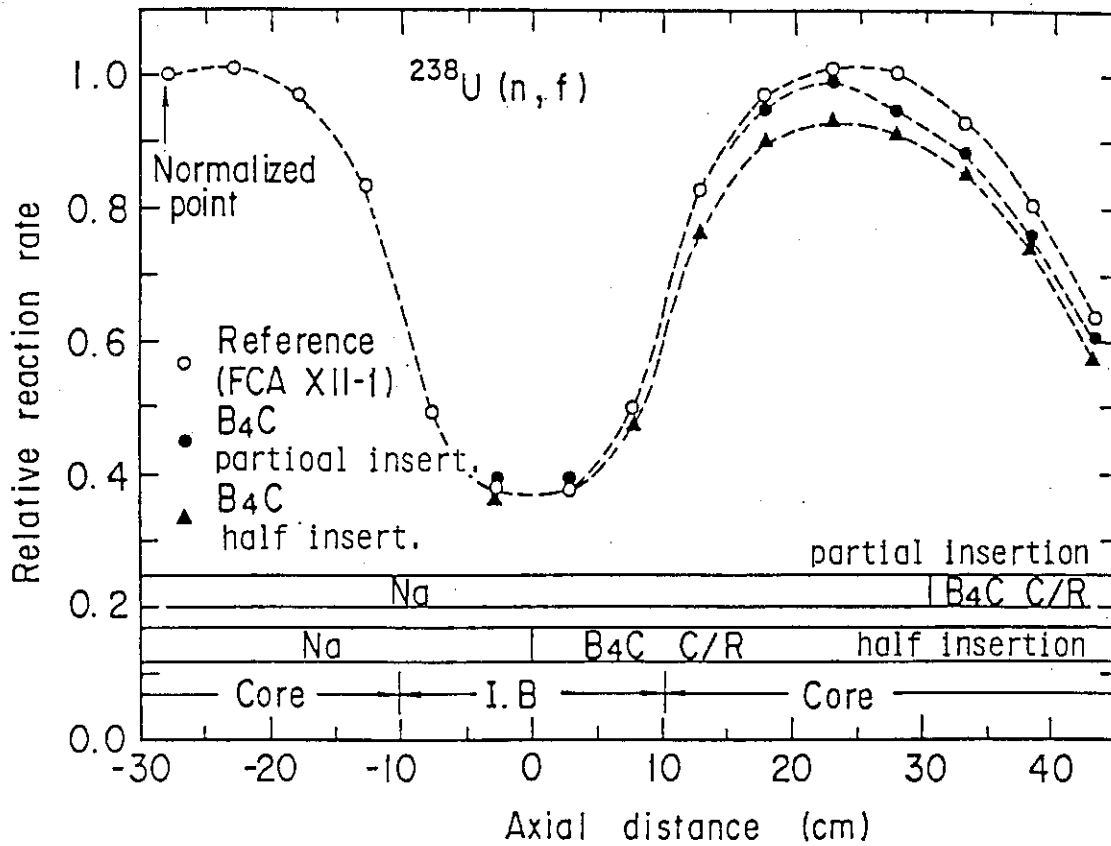


Fig. 6 Axial  $^{238}\text{U}$  fission rate distributions at simulated B<sub>4</sub>C control rod insertion

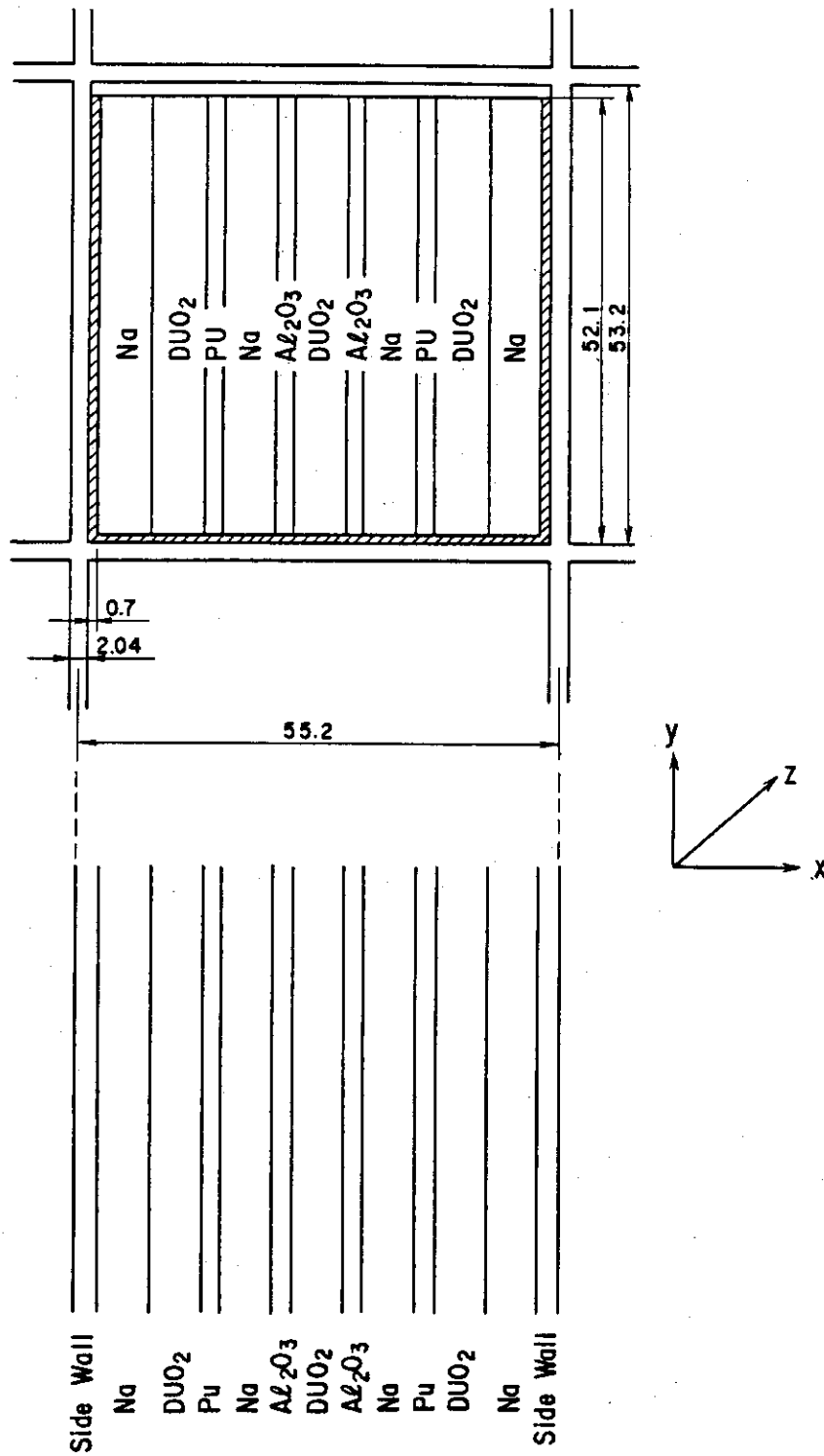


Fig. 7 Cell model for the core zone of T2B2 drawer

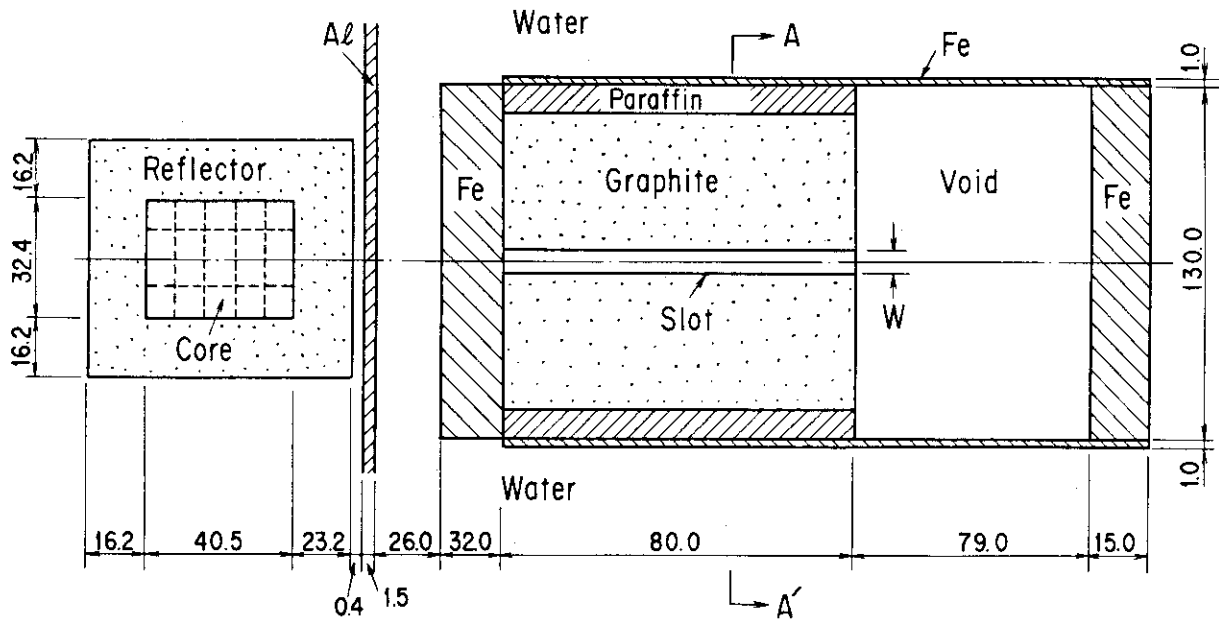
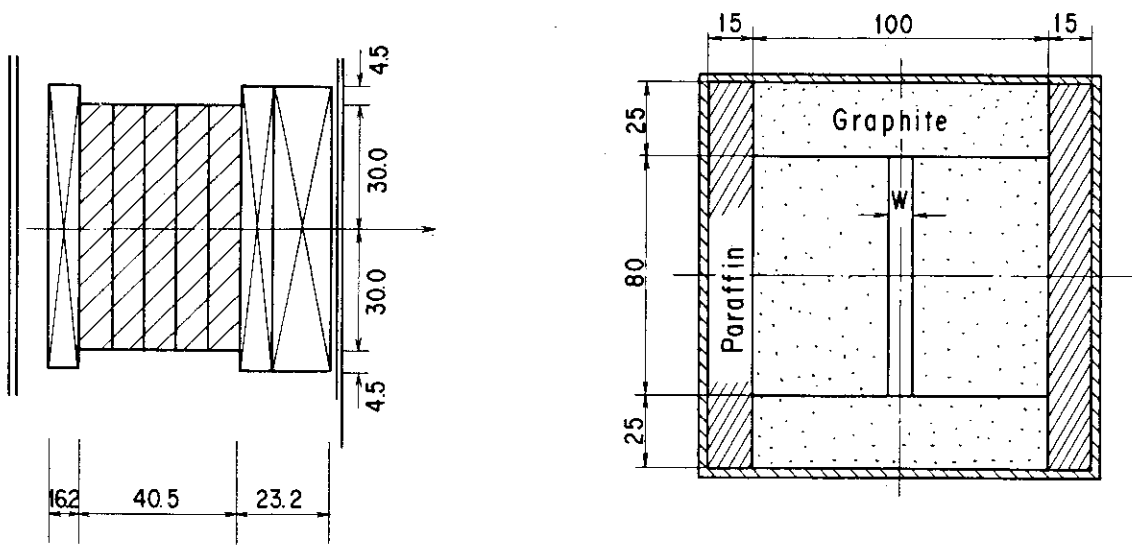


Fig. 8 Horizontal section of experimental configuration



(a) JRR-4 core

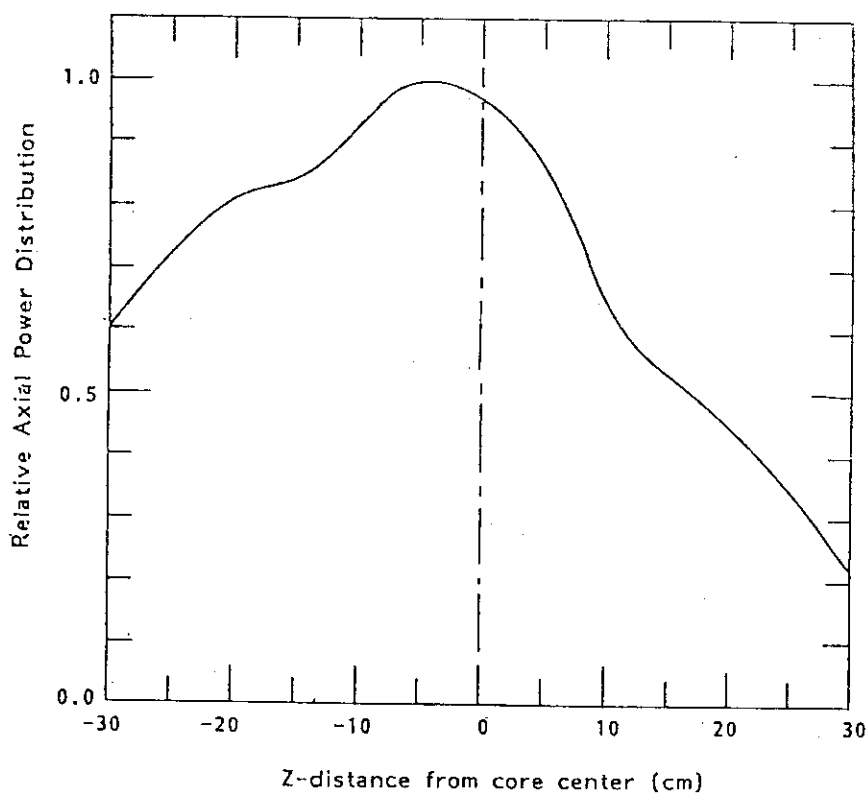
(b) AA' cross sectional view

Fig. 9 Vertical section of experimental configuration



3.308	4.132	4.437	4.099	3.224
4.128	5.486	6.019	5.448	4.246
4.130	5.494	6.039	5.475	4.107
3.331	4.340	4.789	4.365	3.353

(a) Power distribution  $S(x,y)$  on the  $(x,y)$  plane



(b) Power distribution  $S(z)$  in the  $z$ -direction

Fig. 10 Power distribution within the JRR-4 core

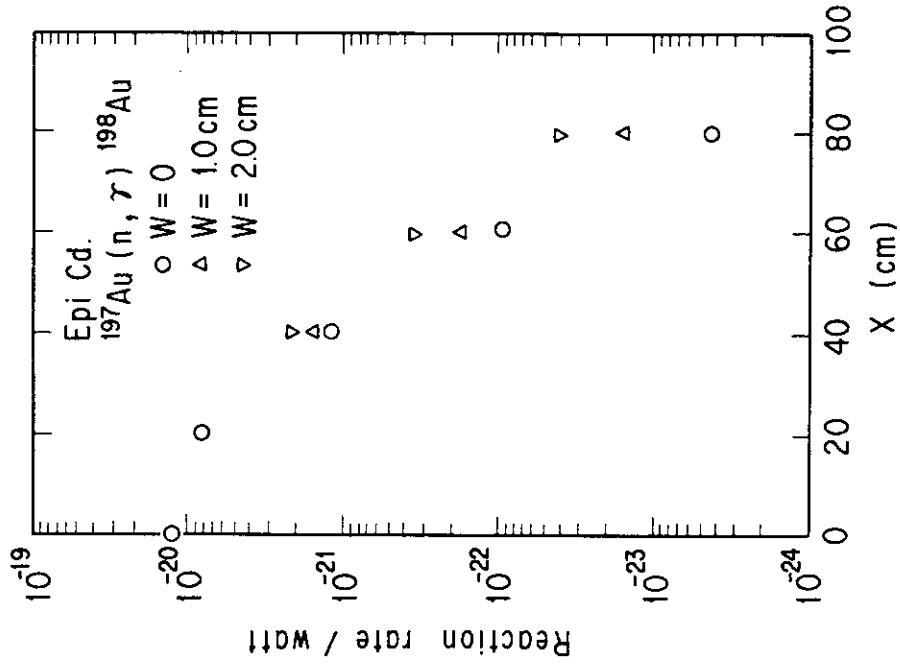


Fig. 12 Epi-thermal neutron distribution along the slot axis

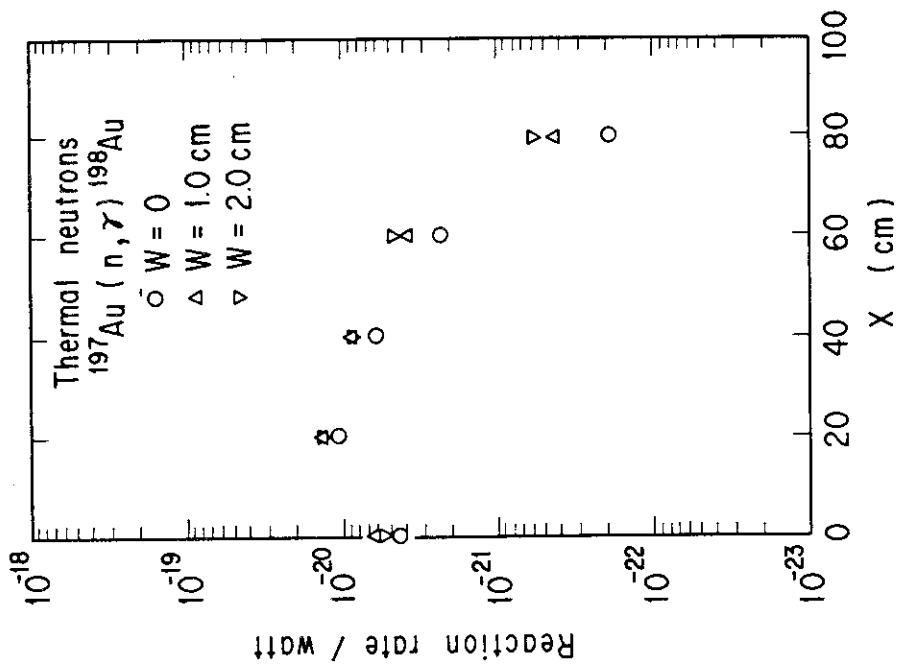


Fig. 11 Thermal neutron distribution along the slot axis

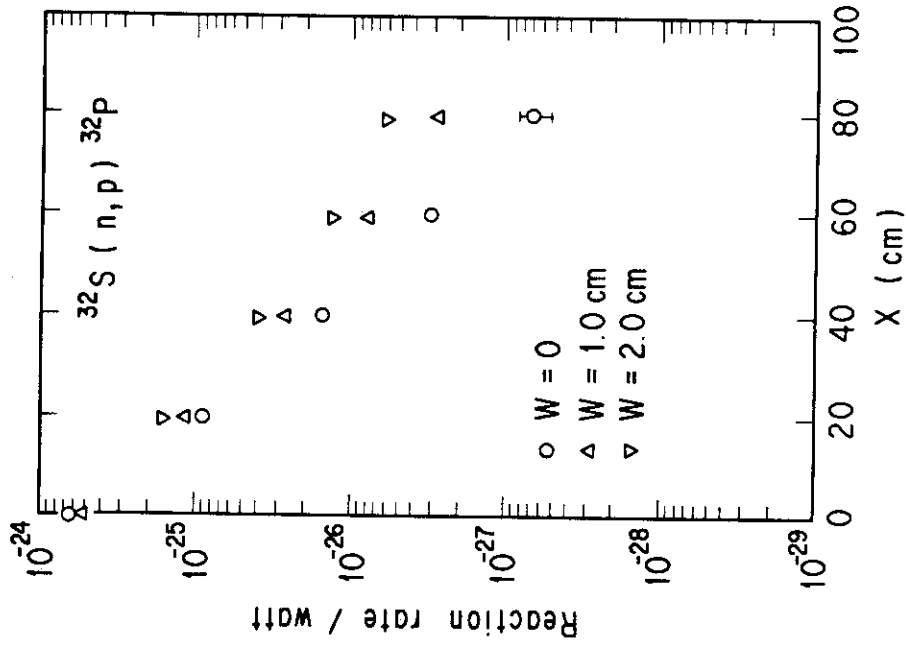


Fig. 13 Reaction rate distribution of  $^{115}\text{In}(n, n')$  along the slot axis

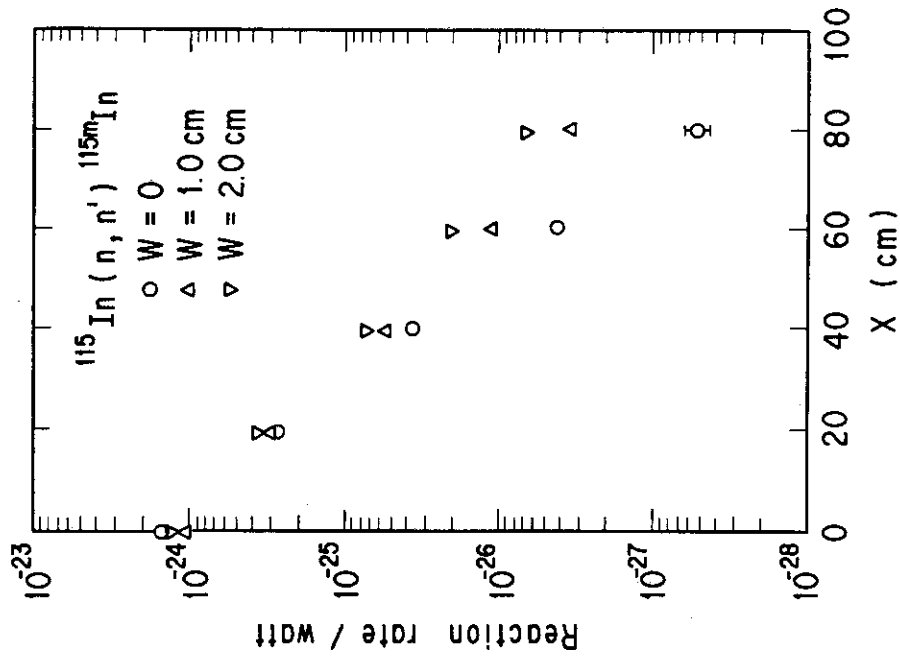


Fig. 14 Reaction rate distribution of  $^{32}\text{S}(n, p)$  along the slot axis

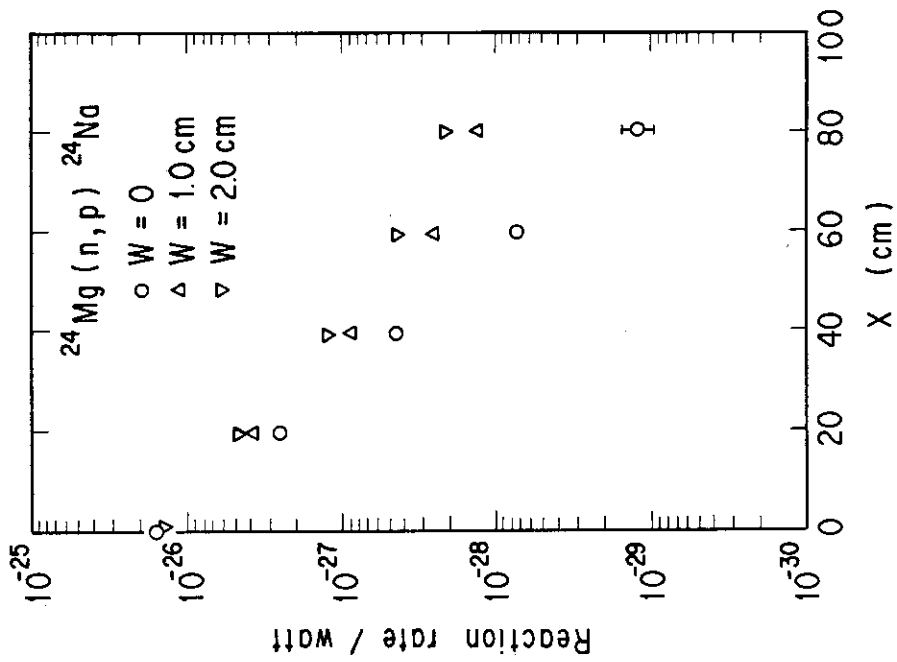


Fig. 15 Reaction rate distribution of  $^{24}\text{Mg}(n,p)$  along the slot axis

## 4. データ・ベース

### 4.1 KUCAにおける炉物理実験のデータ・ベース( I )

市原千博, 藤根成勲, 林 正俊  
京都大学原子炉実験所  
若松 進  
名古屋大学工学部

京都大学臨界実験装置(KUCA)で過去12年間に行われた炉物理実験のデータベースを作成した。全体の構成としては、1週間単位の実験をまとめた通算約350のレポートに対応する内容のデータベースによる検索結果に基づいて、臨界時のデータ、炉心、燃料要素の構成などのグラフィックデータ、中性子束分布、制御棒価値などの測定結果を参照するという形を取った。

このデータベースは全国の共同利用者が各機関で容易に利用できるように、パーソナルコンピュータ用のファイルとして各大学に提供する他、大型計算機センター間のネットワークを通じて利用できるよう、汎用情報検索システムを使って構築するという2通りの方法をとった。

パーソナルコンピュータ用のプログラムはBASICで書かれ、検食用データCAEX-D、グラフィックデータGRAPからなっており、これに加えて臨界データCRITICALなどを現在作成中である。これらのファイルはフロッピーディスクで各大学に提供することができる。

一方、京都大学大型計算機センターの情報検索システム、FAIRSを利用して、実験内容をデータベース化し、FAIRSとリンクする画像ファイルシステム、ELFによって炉心図、燃料構成などのイメージファイルを作成した。基本的な使用法はパーソナルコンピュータ用のシステムと同様であるが、FAIRSには実験結果の数値などがある程度格納できるようになっている。この使用は、計算機センター間のネットワークの利用が前提になっており、FAIRSについては他大学からのアクセスが可能であるが、ELFのネットワークによる利用は現状ではできない。

#### 4.1 A DATA BASE FOR REACTOR PHYSICS EXPERIMENTS AT KUCA (I)

CHIHIRO ICHIHARA, MASATOSHI HAYASHI, SHIGENORI FUJINE

Research Reactor Institute, Kyoto university

and

SUSUMU WAKAMATSU

Department of Engineering, Nagoya University

A data base of the experiment done at the Critical Assembly of Kyoto University(KUCA) was constructed both on personal computers and a main frame. A retrieval data base based on each experiment serve as the key data base. The critical experiment data, geometries of the core configuration or fuel elements, and the various numeric data are referred after the results of the retrieval.

The personal computer program for this data base is made using BASIC language and the whole system consist of the retrieval data base and the graphic data. The construction of the critical experiment data is now in progress. The data base system can be supplied to the KUCA users with floppy disks.

A universal information retrieval system, FAIRS is prepared at the Data Processing Center Kyoto University. By using this system, the retrieval data base of the experiment was constructed. The image information such as core configuration and fuel elements are stored by using ELF system which can be linked to the FAIRS. The data base on FAIRS can be referred from each university through an online network. However, ELF is a closed service within Kyoto University at present.

## 1. はじめに

京都大学臨界実験装置（KUCA）は、全国の大学、研究所の共同利用に供するために設置された炉物理、炉工学の実験施設である。この中にはA、B 2基の固体減速架台、軽水減速のC架台が設置され、パルス中性子発生装置をはじめ各種の実験設備を使用して、1974年8月の初臨界以来12年間にわたって多様な実験が行われてきた。その間に到達した臨界の数は2500を越えるにいたっており、制御棒反応度効果、ボイド係数、温度係数、中性子束分布、中性子エネルギースペクトル、炉心動特性など炉物理、炉工学の全ての分野にわたる実験結果が蓄積されている。

これらのデータを系統的に解析するためには、過去の実験結果をデータベース化することが不可欠である。また、これにより他大学からの共同利用実験者が事前に実験計画を立てる上で大きな助けとなる。

## 2. 京都大学臨界実験装置（KUCA）の概要

京都大学臨界実験装置は、全国の大学、研究機関の共同利用機関として設置された、2基の固体減速架台、1基の軽水減速架台を持つ汎用の臨界集合体である（図-1）。2基の固体減速架台は、A、B架台と呼ばれる。ここでは、燃料要素はアルミニウムのさやの中に、2インチ角、1/16インチ厚の93%濃縮ウラン（ウラン-アルミ合金）と、数種の厚みを持ったポリエチレン、グラファイト、ベリリウムなどの減速材を組み合わせで構成される。さらに金属トリウムも燃料として用意されており、これらの組合せで様々な実験が可能である。固体減速炉心の概念図を図-2に示す。

一方、軽水減速のC架台では、燃料はウラン-アルミ合金をアルミニウムで被覆した長板タイプで、ウランの濃縮度は、93%、45%の2種類が用意されている。また燃料板の形状も曲板、平板があり、それぞれ、円筒状、直方体の炉心を作るのに適している。図-3に軽水減速架台の概念図を掲げる。

実験装置としては、パルス実験用に作られた強力なパルス中性子発生装置をはじめ、パイルオッシュレータやドップラー効果測定装置など、ユニークないくつかの装置が用意されており、炉物理、炉工学のかなりの分野をカバーできる、極めて汎用性の高い実験施設である。

1974年8月の初臨界以来12年にわたって年間30-40週ほどの実験が行われてきた。このうち共同利用の実験には20週程度が、他に大学院生、学部学生の実験に4週間がさかれている。

## 3. データベースの概要

KUCAの実験は1週間単位で行われ、この間に測定されたデータは実験報告書にまとめられる。したがって、先ずこの実験報告書に基づいた情報検索データベースを作成した。次に、KUCAの実験を理解する上で不可欠な炉心の配置についてのイメージデータベースを作成し、情報検索データベースをインデックスファイルとする形でこれと結合した。

さらに各種の測定値などは、個別に、例えば中性子束分布、ボイド係数、温度係数などのファ

イルを作成し、それぞれを情報検索データベースに結合して行くという形を取った。

一般的なパーソナルコンピュータは以上の目的には十分な能力を有している。特にイメージデータの作成、表示に必要なグラフィックスの能力は大型計算機のシステムをはるかに上回っている。

一方、京都大学の大型計算機センターは他の国立6大学に情報交換ネットワークで接続されており、ネットワークの利用が可能な大学の実験者にはデータベースのオンラインサービスが可能である。

したがって、パーソナルコンピュータによるシステムを作成しつつ、大型計算機上のシステムも並行して構築を進めた。

以下に両者の概要を述べる。

### 3.1 パーソナルコンピュータを利用したシステム

#### 3.1.1 情報検索データベース-CAEX

本システムは、ディスク上にシークエンシャルファイルとして格納されたデータベースCAEX-D、およびBASICで作成されたマネージメントプログラムCAEXからなっている。データベースの単位レコードは各実験報告書に対応しており、表-1に示すように、1) 報告書番号、2) 実験日、3) 概要、4) 架台、5) 実験者所属、6) 実験内容キーワードの各項目からなっている。

このうち、5)、6)の2つの項目については記憶容量を節約し、かつ検索速度を速めるため、表-1に示すようにコード化して格納されている。これにより、単位レコードは、256バイトまでの概要を含めても300バイト程度のメモリーを必要とするにとどまり、コンパクトなシステムを可能にした。

本システムは、CRTスクリーンに現れるメニューを選択することによって容易に使用できる。図-4に検索の例、図-5に検索結果を示す。検索に要する時間は、ハードディスクを用いたシステムで最大15秒程度である。

本システムはまた、炉心配置、臨界データ、中性子束分布など他の種々のデータベースとリンクして総合的なデータバンクを構成する際のインデックスとしても使用される。

#### 3.1.2 炉心配置表示システム-GRAPH

KUCAの特徴の一つに炉心の構成の自由度が高いことが上げられる。このことは実験毎の多様な炉心配置がその実験を理解する上で不可欠であることを意味する。そこで、炉心の2次元配置をデータベースとして記録し、CRT上に表示させ、更にカラーハードコピーを得るプログラムを作成した。

このシステムについては別に詳しく述べるが、炉心配置表示用ランダムアクセスファイルとインデックスファイルの2つのファイルを使用するもので、必要な炉心配置図の表示を約20秒で行うことが出来る。

このシステムは前述のCAEXと結合して使用され、CAEXにより検索された結果を受けて、CRT上に燃料要素、反射体、制御棒、中性子検出器、各種実験装置などを表示し、オプションとしてカラープリンターによりハードコピーを取ることも可能である。図-6、7、8はこのシ



システムで得られた炉心配置図の例である。

### 3.1.3 臨界データのデータベース

KUCAの実験では臨界点の測定は最も基本的なもので、これまでに測定された臨界点は、2500を越えている。総合的なデータバンクの一つとして、現在この臨界点のデータベースを作成している。データ項目は、1) 臨界毎に付けられるランナンバー、2) 測定日、3) 実験架台、4) 燃料板枚数、5) 制御棒、安全棒の位置、6) 炉出力、7) 余剰反応度、である。

## 3.2 大型計算機によるデータベースの構築

京都大学の大型計算機センターは他の国立6大学の大型計算機センターとオンラインネットワークでつながっている。またTSSシステム上で、汎用の情報検索システム-FAIRSおよびこれにリンク可能なイメージデータの電子ファイリングシステム-ELFが用意されている。これらのシステムを利用して、パーソナルコンピュータ上のものとは独立にデータベースを作成した。

FAIRS上に作成したデータベース-KUCAXDBは情報検索データベースで、表-3にデータの項目が示されるように、CAEXデータベースを拡張し、一部の実験結果の数値情報をも含ませたものである。このシステムはTSSシステムで使用され、図-9に操作例を上げるように、いわゆるコマンド型の操作を行うようになっている。

一方、ELFシステム上には、炉心配置などのイメージ情報のデータベースKUCA-Gが作成された。このイメージデータは、計算機センター内の光読取り装置を通して過去の炉心配置図をそのままデータベースとして格納するものである。図-10に格納されたデータのハードコピーの例を掲げる。

ELF上のデータはFAIRSのデータのある項目をキーとして呼び出しが出来るため、KUCAXBの検索結果に基づいて炉心配置や燃料要素の詳細図などを得ることが出来る。しかし、現在のところ、FAIRSについてはネットワークによる使用ができるが、ELFのシステムは計算機センター内にサービスが限られており、学外からの使用が出来ない。

## 4. まとめおよび今後の拡充計画

以上に述べたようにKUCA実験のデータベースは、情報検索データベースと炉心配置に関するイメージデータベースについてはほぼ完成し、実用になっている。また、他の実験データについてのデータベースも進行中である。しかし、現材作成の完了したデータベースは、まだKUCA実験データの全てを網羅してはいない。今後の計画の第一はこれらの数値データのデータベース化である。また、様々な実験値のグラフを簡単に参照できれば実験の理解が容易であろう。さらに、ELFシステムを利用した場合や、パーソナルコンピュータと光ディスクファイルを組み合わせた場合は、通常手書きの実験報告書自体をイメージデータとして蓄積し、一次データとしてデータベースに組み込むことも可能である。これらを含めて、今後のKUCA実験データベースの拡充計画は以下に項目として掲げる。

### 1) 実験データのバンキング

- a) 中性子束分布データ
  - b) 中性子エネルギースペクトル
  - c) 制御棒効果
  - d) ボイド効果
  - e) 動特性
- 2) イメージデータのバンキング
    - 1) 燃料要素の詳細図
    - 2) 中性子束分布, エネルギースペクトルなどのグラフ
    - 3) 実験報告書

#### 参考文献

- 1) 市原千博, 若松 進, 仁科浩二郎; 京大臨界集合体 (KUCA) 実験のデータベース; KUR TR-238
- 2) 市原千博, 藤根成勲; パーソナルコンピュータを使った炉物理実験のデータベース, マイクロコンピュータ応用国際コンファレンス '84

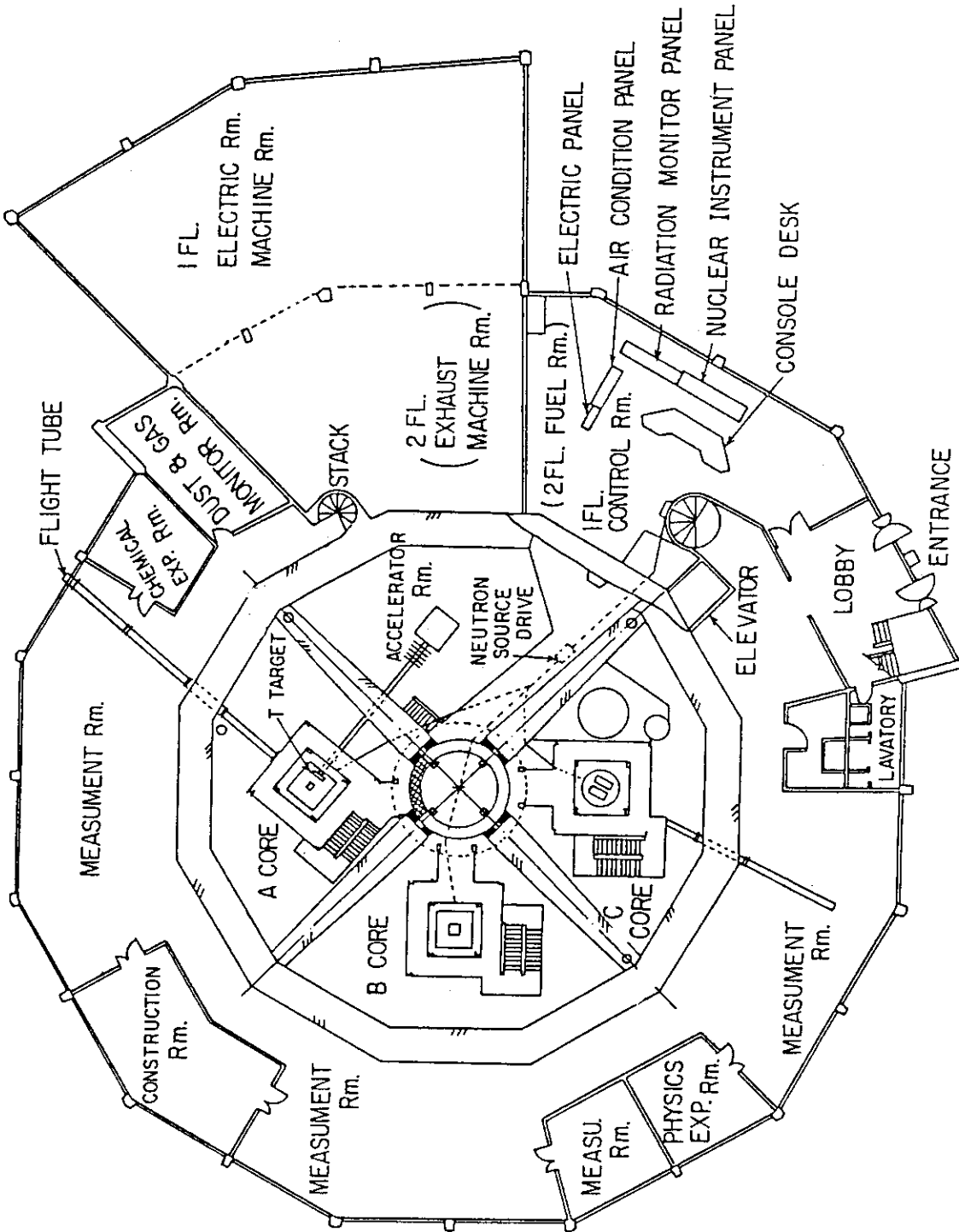


Fig. 1 A floor plan of the KUCA building

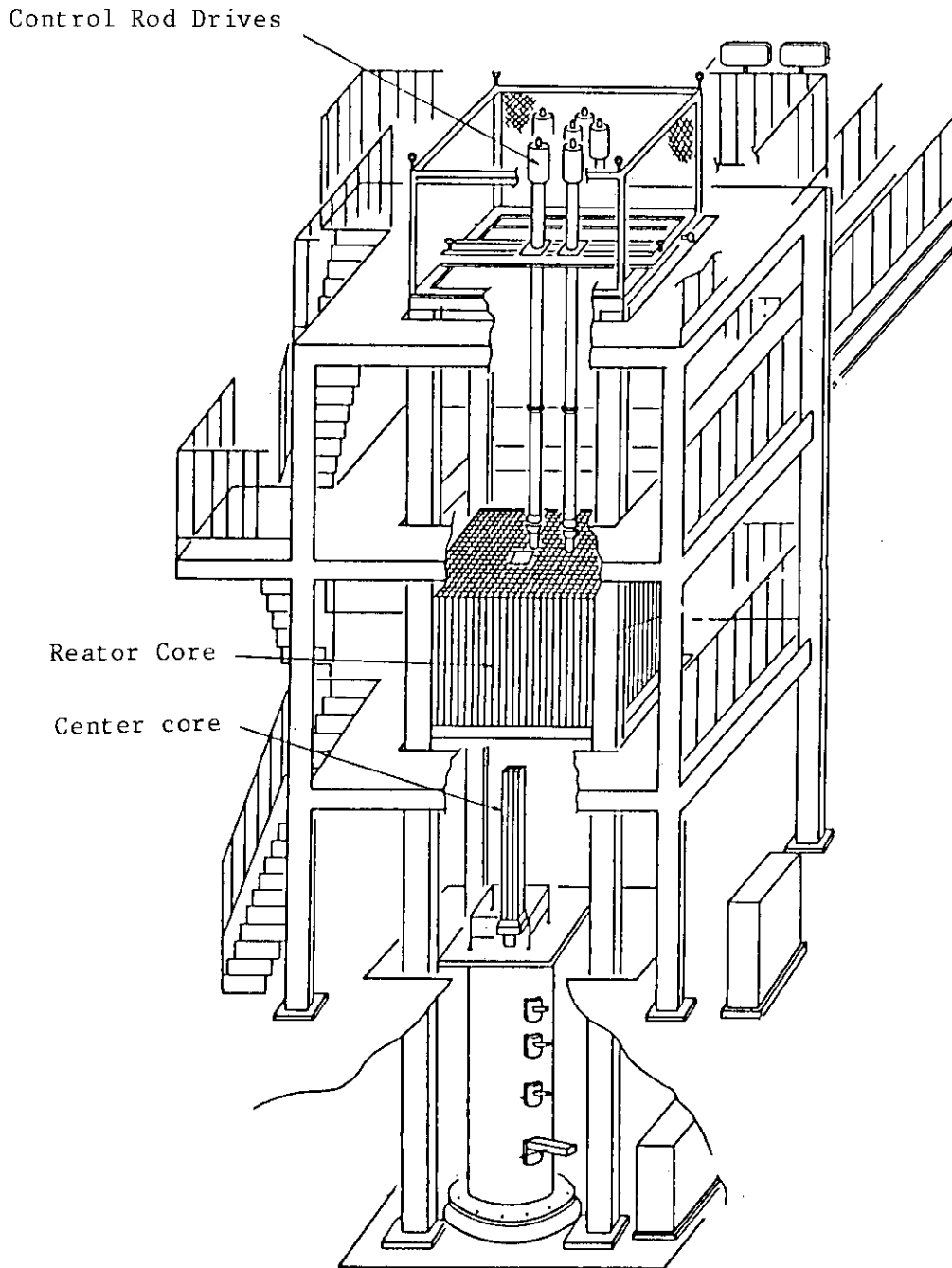


Fig. 2 A conceptual drawing of A core

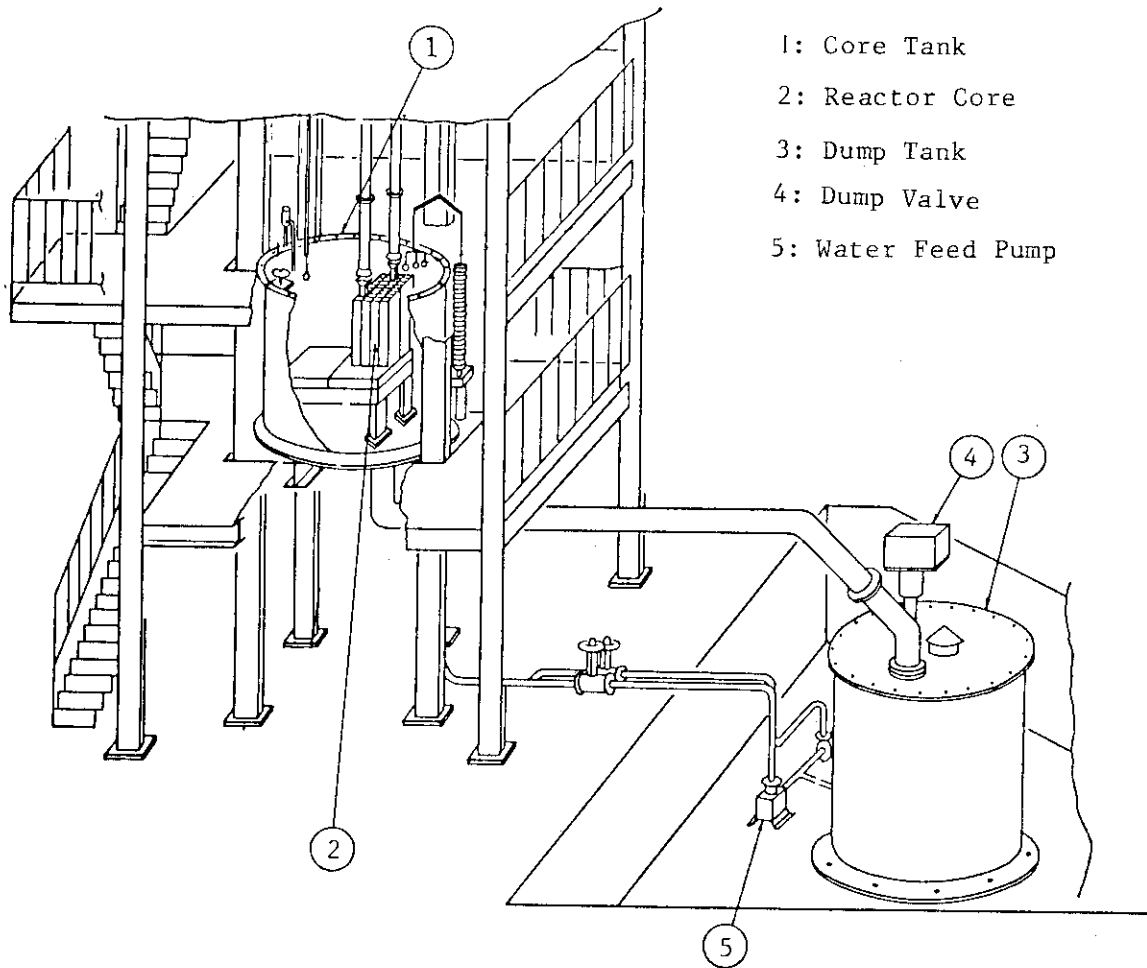


Fig. 3 A conceptual drawing of C core

===== M E N U =====

- 1...RETRIEVE REPORTS BY SCHOOLYEAR,  
AFFILIATIONS AND KEYWORDS
- 2...LIST OUT EACH REPORT
- 3...TAKE CODED TABLE LISTS
- 4...END THIS PROGRAM

1: Opening Menu

=====

== RETRIEVE ROUTINE ==

=====

2: Retrieval Condition (1)      YEAR OF EXPERIMENT ?

  School year

                                    YEAR ?            1...CONCERNED

                                                          19..? as XX or -XX or XX- or XX-YY ? -85

=====

== RETRIEVE ROUTINE ==

=====

CORE ?.....    A

                                                          B

                                                          C

                                                          D (ACCELERATOR)

                                                          E (NOT RELATED TO CORE)

                                                          <CR> (NOT CONCERNED)

3: Retrieval Condition (2)

Core with which experiment was done

Fig. 4      An example of the retrieval procedure

=====  
== RETRIEVE ROUTINE ==  
=====

INPUT AFFILIATION CODE, ( <CR> AFTER INPUT )

4: Retrieval Condition (3)

Affiliation Codes of the experimenter

- ? OS
- ? KY
- ? TK
- ?

=====  
== RETRIEVE ROUTINE ==  
=====

INPUT KEYWORD CODE, ( <CR> AFTER INPUT )

5: Retrieval Condition (4)

Keywords

- ? 1
- ? 3
- ? 5
- ? 51
- ? 57
- ? 118
- ? 256
- ?

=== DO YOU NEED HARDCOPIES OF THE RESULTS ? ( Y/N ) ===

(( RETRIEVE CONDITION ))

	YEAR...TILL 1985		CORE.....A		
	< AFFILIATION CODE >				
OS	KY	TK			
	< KEYWORD CODE >				
1	3	5	51	57	118
256					

===== START RETRIEVE =====

6: Program in execution

[ NOW READING REPORT #-75029 ]

Fig. 4 (continued)

C-CORE

1974,8,6

<< TITLE >>

FIRST CRITICAL EXPERIMENT OF KUJA

<< AFFILIATION >>

KURRI, Osaka U., Tokai U.,

<< KEYWORD >>

CRITICAL EXPERIMENT, CRITICAL MASS, MASS COEFF  
 ROD CALIBRATION, ROD WORTH, REACTOR PERIOD,  
 EXCESS REACTIVITY, INITIAL INSPECTION, FIRST CRITICAL ACHIEVED,

---

\*\*\* Push <P> for copy , <CR> for next data \*\*\*  
 \*\*\* Push <C> for display of core configuration \*\*\*

Fig. 5 An example of the retrieved result



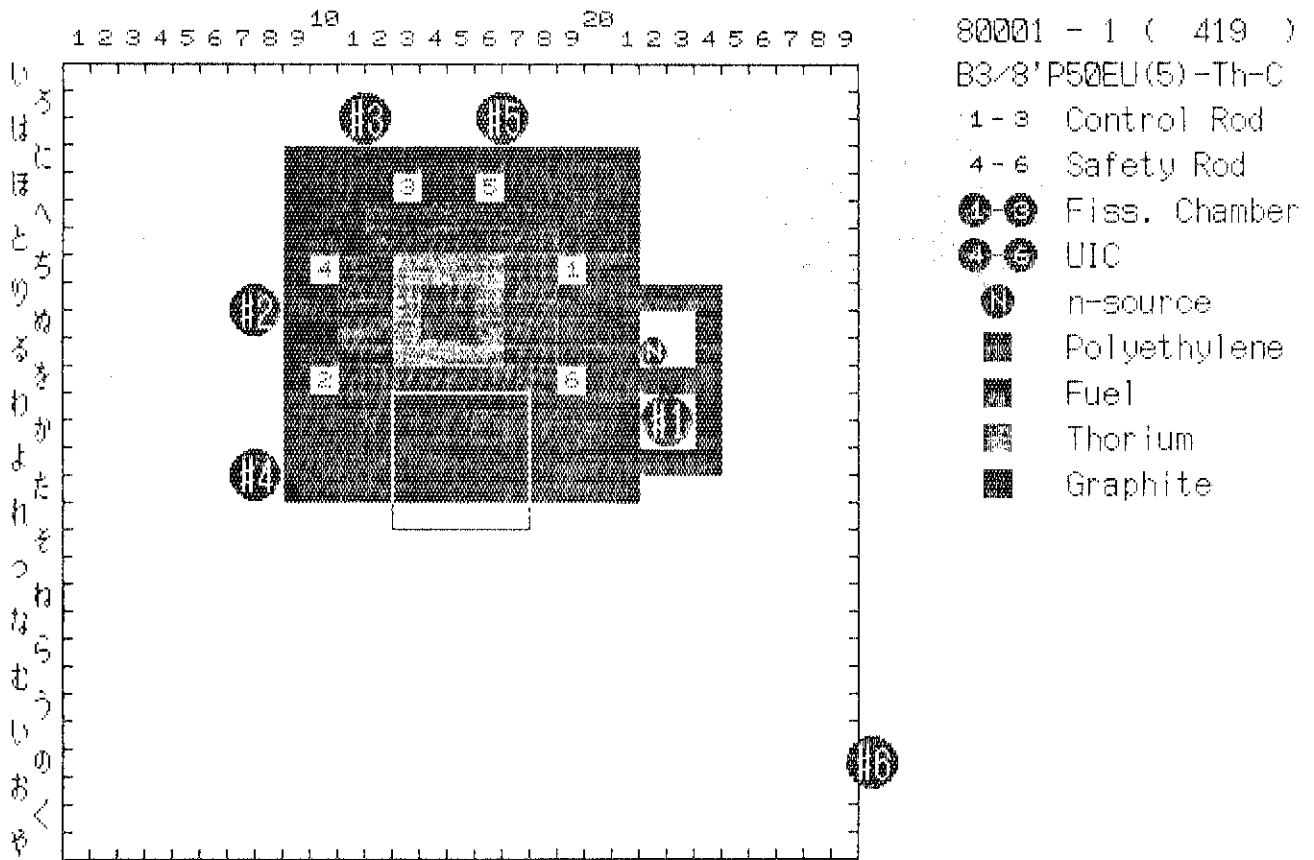


Fig. 6 The hardcopy of the GRAPH output; B core with Thorium  
 The original drawings throughout Figs 6 to 8 are color hard copies.

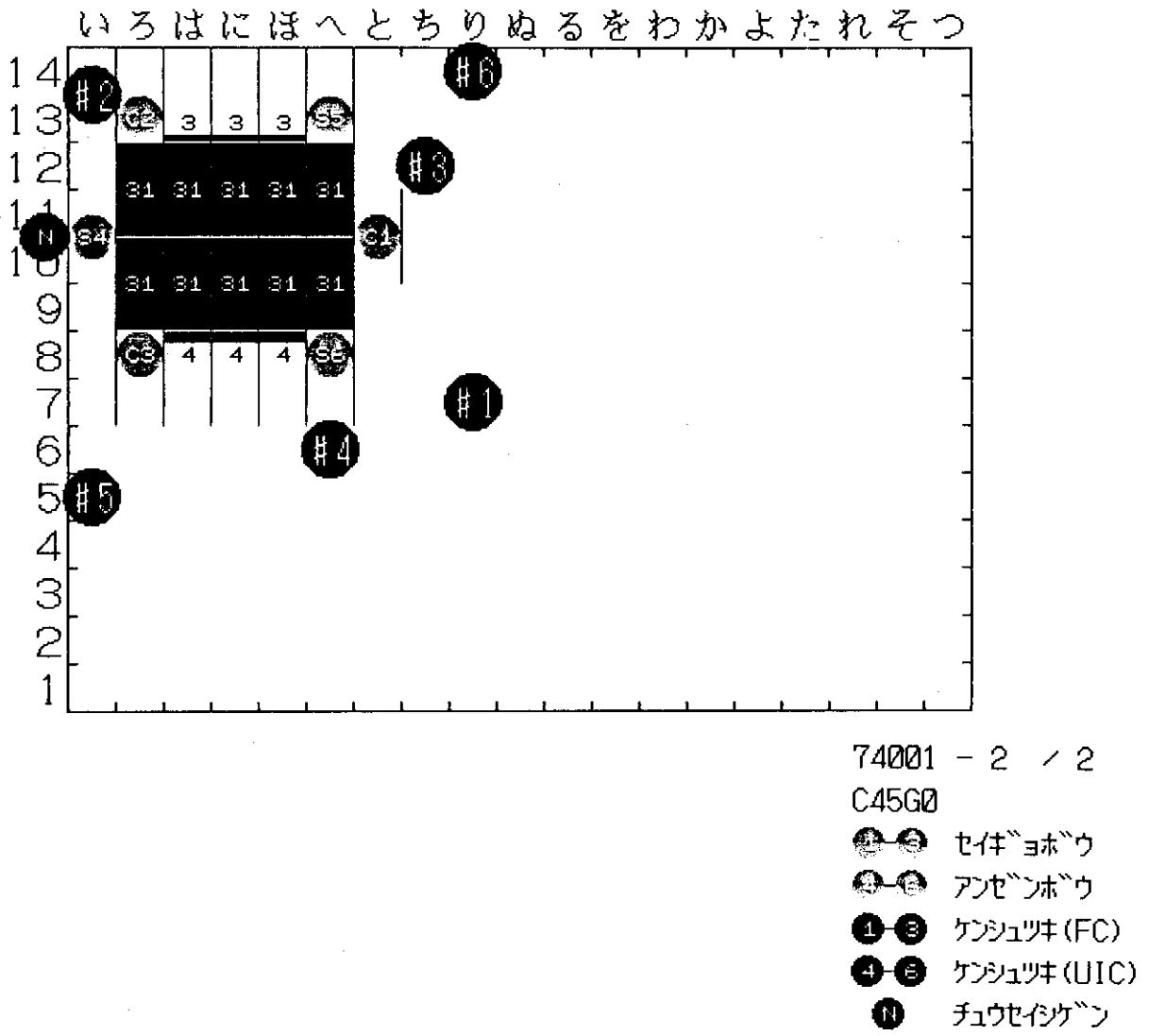


Fig. 7 The hardcopy of the GRAPH output; C core composed of flat fuel plates. Numbers in the figure designates the number of the fuel plate used.

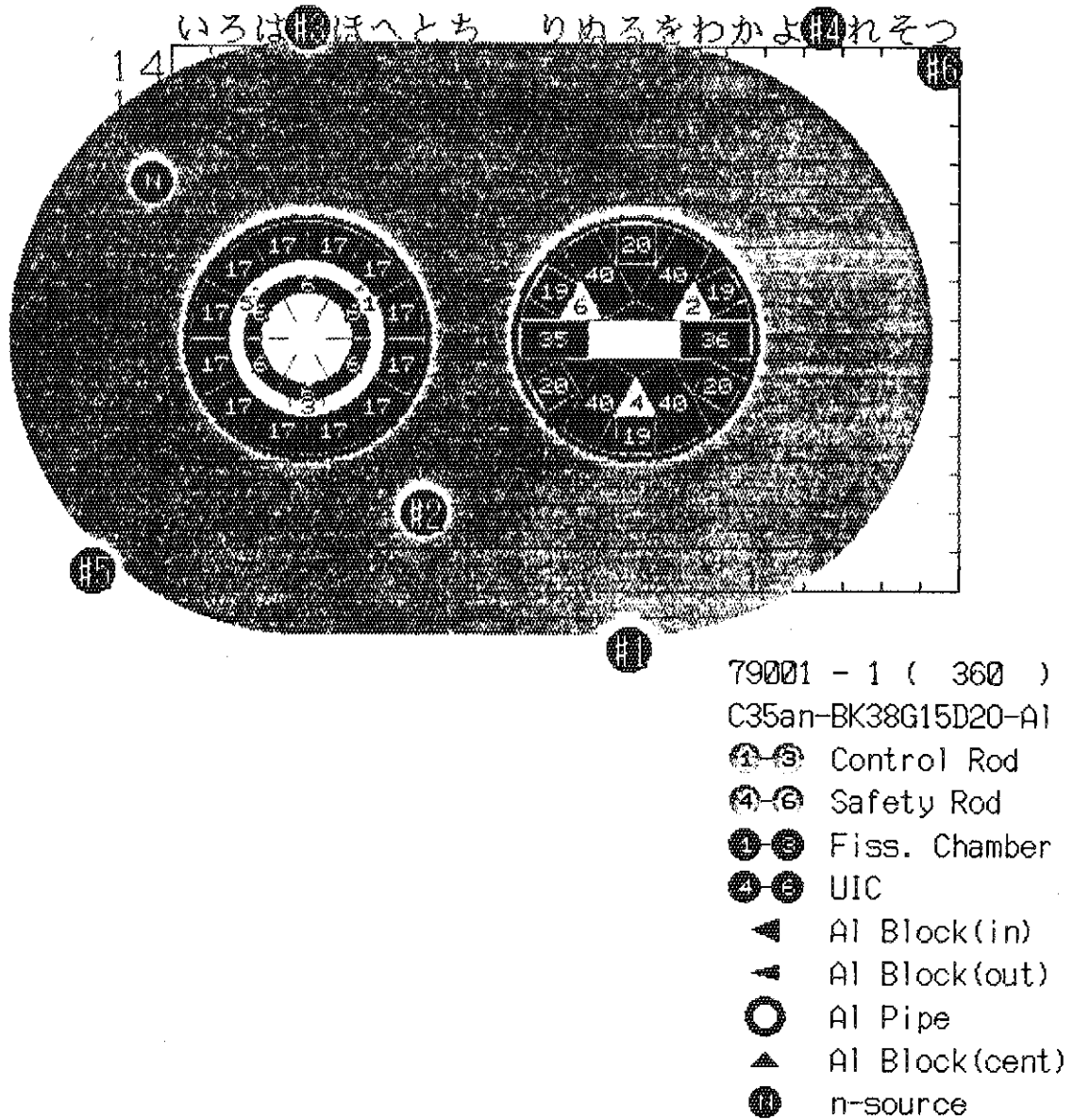


Fig. 8 The hardcopy of the GRAPH output ( C core )  
The combination of curved plate core("Baum Kuchen")  
and flat plate core with heavy water reflector.

K U C A 実験データベース \*\* K U C A X D B \*\* \*

#1 文献番号 J000009  
 TITLE MEASUREMENTS OF FREQUENCY RESPONSES IN LIGHT-WATER-MODERATED AND HEAVY-WATER-REFLECTED ZERO-POWER COUPLED CORES  
 KEYWORD FREQUENCY RESPONSE, SPACE-DEPENDENT REACTOR DYNAMICS, PILE OSCILLATOR, CRITICAL ASSEMBLY, COUPLED-CORE, LIGHT WATER MODERATOR, HEAVY WATER REFLECTOR, SHE-COUNTER, CURRENT CHAMBER  
 JOURNAL ANNU. REP. RES. REACTOR INST. KYOTO UNIV. VOL. 13, PAGE. 11-22, 1980  
 AUTHOR SEIJI SHIROYA, YASUHIRO KIMURA, YOSHIAKI ISHIKAWA, MASATOSHI HAYASHI, KEIJI KOBAYASHI AND KEIJI KANDA (RESEARCH REACTOR INSTITUTE, KYOTO UNIV.), TOSHIYUKI IIDA AND SUMASU YAMADA (DEPARTMENT OF NUCLEAR ENGINEERING, OSAKA UNIV.)

I S S N 雑誌コード  
 0454-9244  
 EN

使用言語  
 日付  
 ABSTRACT

19800510

AS A PART OF FEASIBILITY STUDIES FOR THE KYOTO UNIVERSITY HIGH FLUX REACTOR (KUHR), THE KYOTO UNIVERSITY CRITICAL ASSEMBLY (KUCA) WAS USED TO SIMULATE AND INVESTIGATE THE FREQUENCY RESPONSES OF THE PROPOSED COUPLED-CORE SYSTEM. THE EMPHASIS OF INVESTIGATION WAS ON THE SPATIAL DEPENDENCE OF THE RESPONSE OVER

THE WIDE CORE REGION, AND FOR THIS PURPOSE TWO LIGHT-WATER-MODERATED AND HEAVY-WATER-REFLECTED ANNULAR CORES WERE ASSEMBLED IN THE KUCA C-CORE TANK TO FORM A COUPLED-CORE SYSTEM. VARYING THE FREQUENCY OF REACTIVITY OSCILLATION CAUSED BY A PILE OSCILLATOR FROM ABOUT 0.02 HZ TO 100 HZ, SPACE-DEPENDENT GAINS AND PHASE SHIFTS WERE OBTAINED FOR SEVERAL LOCATIONS OF NEUTRON DETECTORS. THE EXPERIMENTAL RESULTS PROVED THAT THE COUPLING EFFECT BETWEEN THE TWO CORES WAS SUFFICIENTLY STRONG, AND THE DYNAMICAL BEHAVIOR WAS NOT SO DIFFERENT FROM THAT OF A SINGLE CORE. THEREFORE, IN DESIGNING THE CONTROL SYSTEM OF THE KUHR, ANY ADDITIONAL EFFORT TO THAT FOR AN ORDINARY SINGLE CORE SYSTEM WOULD NOT BE REQUIRED.

Fig. 9 An example of the result of KUCAXDB

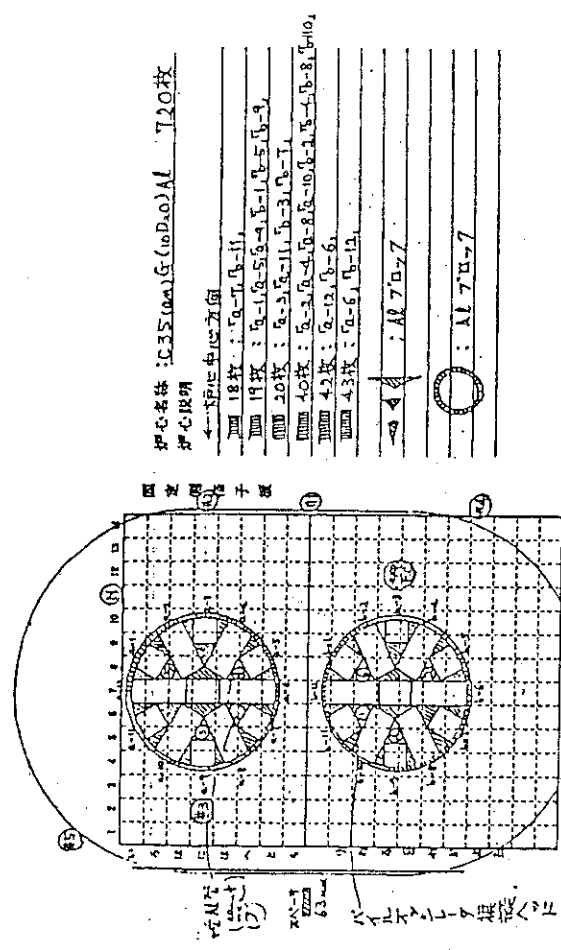
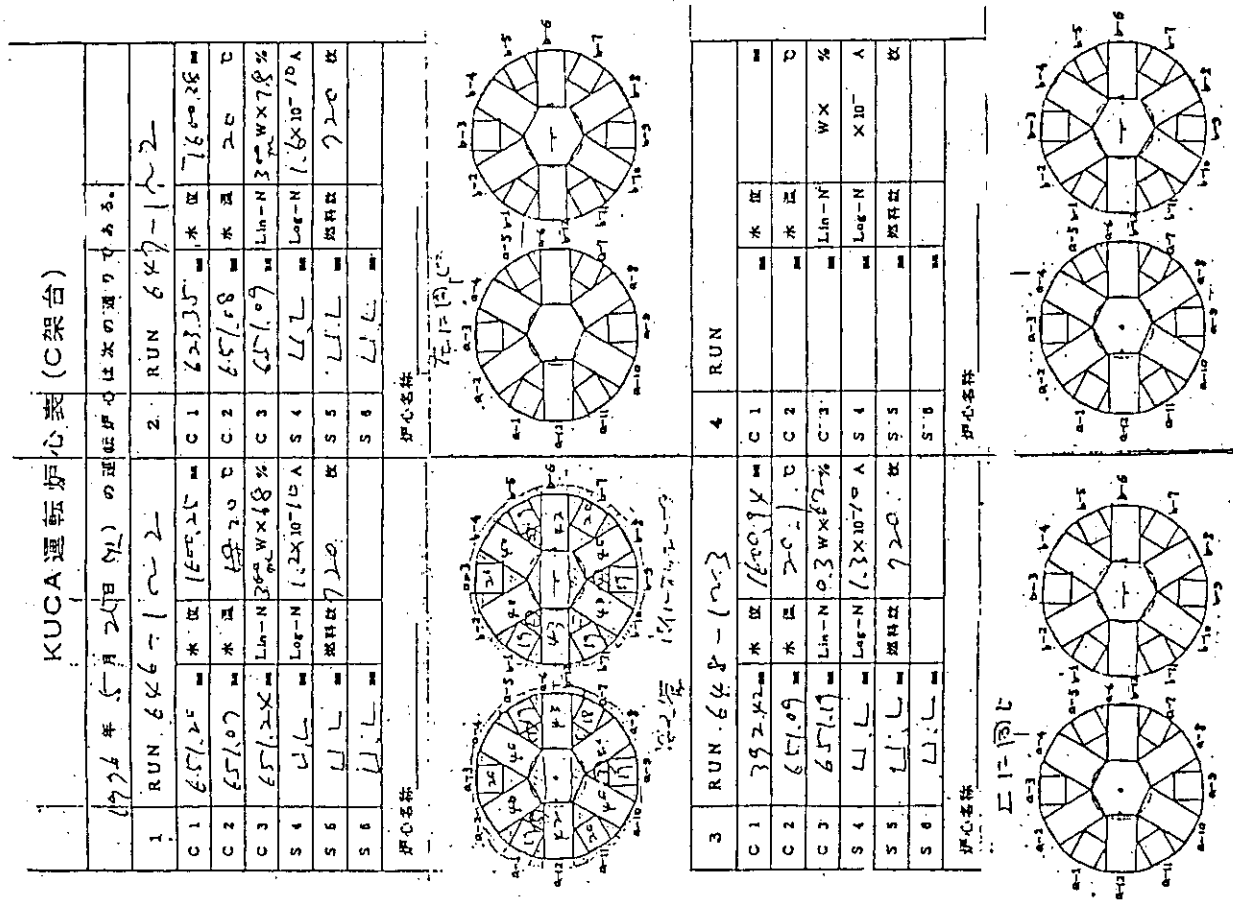


Fig. 10 An example of the core configuration data stored in ELF system

Table 1 The items of retrieval data base CAEX-D

Item	Bytes	Occurrence
1 ID Number of Experiment	3	1
2 Date of Experiment	6	1
3 Subject of Experiment	< 255	1
4 Reactor Core used	1	1
5 Experimenter's Affiliation	2	arbitrary
6 Keyword (Coded)	< 3	arbitrary

---KEYWORD CODE---

\*\*\* CORE CONFIGURATION \*\*\*  
 1> C45  
 2> C35  
 3> C30  
 4> GAP  
 5> PARALLEL  
 6> NON-PARALLEL  
 7> ESSENTRIC  
 8> C38R

\*\*\* EXPERIMENTAL METHOD ETC. \*\*\*  
 51> CRITICAL EXPERIMENT  
 52> CRITICAL MASS  
 53> MASS COEFFICIENT  
 54> TEMPERATURE COEFFICIENT  
 55> THERMAL NEUTRON FLUX  
 56> REACTOR POWER  
 57> CADMIUM RATIO  
 58> REFLECTOR SAVING  
 59> ROD CALIBRATION  
 60> ROD WORTH  
 61> REACTOR PERIOD  
 62> POSITIVE  
 63> NEGATIVE  
 64> ROD DROP  
 65> EXCESS REACTIVITY  
 66> WATER LEVEL  
 67> VOID  
 68> SOURCE MULTIPLICATION  
 69> SOURCE JERK  
 70> FEYNMAN-ALPHA  
 71> ROSSI-ALPHA  
 72> FREQUENCY RESPONSE  
 73> PULSED NEUTRON  
 74> DECAY CONSTANT  
 75> ALPHA-CRITICAL  
 76> TOF-METHOD  
 77> DYNAMICS  
 78> AUTOMATIC CONTRLL  
 79> COMPTON SUPPRESSION

\*\*\* MEASURING APPARATUS \*\*\*  
 101> MICRO-FC  
 102> UIC  
 103> 4-PI BETA-GAMMA COUNTER  
 104> GE(LI)  
 105> NAI(Tl)  
 106> LIQUID SCINTILLATOR  
 107> He-3 COUNTER  
 108> BF3-COUNTER  
 109> FISSION CHAMBER  
 110> PILE OSCILLATOR  
 111> SERVO-MANOMETER  
 112> COUNTER BANK  
 113> LI-GLASS SCINTILLATOR  
 114> BUBBLE INJECTOR  
 115> VOID METER  
 116> VOID PIPE  
 117> PROTON RECOIL COUNTER  
 118> KUR  
 119> CIC

\*\*\* MEASURING APPARATUS \*\*\*  
 101> MICRO-FC  
 102> UIC  
 103> 4-PI BETA-GAMMA COUNTER  
 104> GE(LI)  
 105> NAI(Tl)  
 106> LIQUID SCINTILLATOR  
 107> He-3 COUNTER  
 108> BF3-COUNTER  
 109> FISSION CHAMBER  
 110> PILE OSCILLATOR  
 111> SERVO-MANOMETER  
 112> COUNTER BANK  
 113> LI-GLASS SCINTILLATOR  
 114> BUBBLE INJECTOR  
 115> VOID METER  
 116> VOID PIPE  
 117> PROTON RECOIL COUNTER  
 118> KUR  
 119> CIC

\*\*\* ACTIVATION FOIL \*\*\*  
 141> FOIL  
 142> RESONANCE FOIL  
 143> GOLD  
 144> INDIUM  
 145> DYSPROSIUM  
 146> SILVER-INDIUM  
 147> CADMIUM

\*\*\* FUEL MATERIAL \*\*\*  
 161> HEU  
 162> MEU  
 163> THORIUM  
 164> URANIUM  
 165> TH-232  
 166> U-235  
 167> U-238  
 168> NATURAL URANIUM  
 169> HALF-LOADED FUEL PLATE  
 170> HALF-LOADED FUEL PLATE

\*\*\* REACTOR MATERIAL \*\*\*  
 181> MODELATOR  
 182> REFLECTOR  
 183> HEAVY WATER  
 184> LIGHT WATER  
 185> GRAPHITE  
 186> BERYLLIUM  
 187> POLYETHYLENE  
 188> SUS  
 189> ALUMINUM  
 190> ACRYL  
 191> ASORBER  
 192> Ag-In-Cd

\*\*\* HFR MOCK-UP \*\*\*  
 201> HFR MOCK-UP  
 202> COUPLED CORE  
 203> SINGLE CORE  
 204> BAUMKUCHEN CORE  
 205> ANNULAR CORE  
 206> HFR CONTROL ROD  
 207> WATER GAP  
 208> PARALLEL  
 209> NON-PARALLEL  
 210> BURNABLE POISON  
 211> SIDE PLATE

\*\*\* A & B CORE \*\*\*  
 221> DRIVER  
 222> BUFFER  
 223> TEST REGION  
 224> tosaka-EFFECT  
 225> CENTER CORE  
 226> FUEL REGION  
 227> CENTER MODERATOR  
 228> INNER FUEL REGION  
 229> OUTER FUEL REGION  
 230> CENTER FUEL REGION  
 231> ECCENTRIC CORE

\*\*\* GENERAL CHARACTERS \*\*\*  
 241> MULTI REGION  
 242> SPACE DEPENDENCY  
 243> SAMPLE WORTH  
 244> not dfined  
 245> BUNCHING EFFECT  
 246> SPECTRUM INDEX  
 247> CAPTURE RATE  
 248> FISSION RATE  
 249> FISSION RATE-RATIO  
 250> MODERATOR/U RATIO  
 251> METAL-TO-MODERATOR RATIO  
 252> MULTIPLIER  
 253> NON-MULTIPLIER  
 254> GAMMA-RAY  
 255> NEUTRON  
 256> TWO-PHASE FLOW  
 257> HOMO GENEITY  
 258> HETERO GENEITY

\*\*\* RADIATION CONTROL \*\*\*  
 271> STREAMING  
 272> SHIELDING  
 273> HIGH POWER OPERATION  
 274> ENVIRONMENT RADIATION

\*\*\* INSPECTION \*\*\*  
 291> INITIAL INSPECTION  
 292> LEGAL INSPECTION  
 293> INTERNAL INSPECTION  
 294> MAINTAINANCE  
 295> OVERHAUL

\*\*\* FIRST CRITICAL \*\*\*  
 300> FIRST CRITICAL ACHIEVED

---UNIVERSITY CODE---

HK: HOKKAIDO UNIV.  
 TH: TOHOKU UNIV.  
 JR: JAERI  
 TO: TOKYO UNIV.  
 RK: RIKIKYO UNIV.  
 TK: TOKAI UNIV.  
 TT: TOKYO INST. TECH.  
 MS: MUSASHI INST. TECH.  
 NK: (KK)NIHON KOKAN  
 NG: NAGOYA UNIV.  
 OS: OSAKA UNIV.  
 KY: KYOTO UNIV.  
 FK: FUKUI INST. TECH.  
 KB: KOBE SHOSEN  
 KS: KYUSHU UNIV.  
 KR: KUR.  
 KK: KIMURA KAKOHKI  
 EL: ELECTROTECHNICAL LAB HEADQRTSS.  
 NW: NORTH WEST UNIV.  
 MC: MICHIGAN UNIV.  
 AN: ARGONNE NATIONAL LAB

Table 2 The list of keyword code CAEX data base

Table 3 The Items of the unit record of KUCAXDB

Item	Short Form	Description	Bytes
1	NO	- ID of article	6
2	TITLEN	TIN Title (in Japanese)	200
3	TITLE	TI Title (in English)	200
4	KEYWORDN	KEN Keyword (in Japanese)	2000
5	KEYWORD	KE Keyword (in English)	2000
6	RUNNO	RUN Run Number	50 X 5
7	JOURNALN	JON English Journal	200
8	JOURNAL	JO Japanese Journal	200
9	CONFERENCECN	CON Conference (in Japanese)	200
10	CONFERENCE	CO Conference (in English)	200
11	AUTHORN	AUN Author (in Japanese)	2000
12	AUTHOR	AU Author (in English)	2000
13	ISSN	IS ISSN Number	10
14	LANGUAGE	LA Used Language	10
15	DATE	DC Date	20
16	ABSTRACTN	ABN Abstract (in Japanese)	2000
17	ABSTRACT	AB Abstract (in English)	2000
18	DATAN	DAN Experimental Data (in Japanese)	62 X 255
19	DATA	DA Experimental Data (in English)	62 X 255



## 4.2 KUCAにおける炉物理実験のデータ・ベース(II)

若松 進, 仁科浩二郎  
名古屋大学

京都大学臨界集合体(KUCA)では、過去12年間に減速材の異なる架台を利用して、多くの特性実験が行われ、数多くの実験炉心が組まれてきた。これらの炉心配置図を整理すれば、今後の炉心実験を計画する上で有用なので、これらをデータベース化し関心を持つ研究者への配布を可能にした。本システムは普及率の高い16ビットパソコンを使用し、MS-DOS システムの日本語N88-Basicのグラフィック機能を利用することによりカラーディスプレイ上に炉心図を表示する。その際、その実験で使用された燃料体、制御・安全棒、各種検出器及び付属実験設備はもちろんのこと、その図の説明をも表示する。

さて、このデータファイルは、(1)炉心表示用数値データを収めたランダムファイルと、(2)検索時間短縮の理由から引数としての実験番号を登録したシーケンシャルファイルとを利用する。検索は実験番号で行い、所要時間は約20秒(PC-9801VM使用時)であり、カラープリンターを接続すれば、カラーの画面ハードコピーの出力も可能である(出力に約20分)。

なお、現在の登録数は10年分(1974~1984)の714炉心図である。

4.2 A Data Base System for  
Reactor Physics Experiments at KUCA (II)

Susumu WAKAMATSU and Kojiro NISHINA

Department of Nuclear Engineering  
Nagoya University, Japan

In the last twelve years, numerous core-loading patterns have been employed at KUCA for the implementation of characteristic experiments. As the information on these patterns is considered instructive for the future experiments, its data base has been produced. The data base system utilizes a sixteen-bits personal computer. The core-loading pattern is displayed on a color CRT by the graphic functions of Japanese-compatible N<sub>88</sub>-Basic in MS-DOS system. The fuel assemblies, control and safety rods, various detectors, other experimental equipments and the figure explanations are displayed.

The system utilizes (1)random files for storing numerical data of the core pattern display, and (2)sequential files with the experimental number as a parameter, the latter intended to reduce the retrieval time. The retrieval is made by the experimental number in about twenty seconds ( by using the computer PC-9801VM ). By connecting a color printer to the system at one's option, he gets a hard copy of the core-loading pattern in color ( in about ten minutes ).

We have already entered the 714 patterns that were loaded during the first ten years of the assembly operation, namely 1974-1984.

## 1. はじめに

京大臨界集合体 (KUCA) では、昭和49年8月にC架台 (軽水減速架台) 上で組まれた炉心が初臨界に達した。その後、同施設の共同利用が開始され、今までに数多くの実験が行われてきた。その結果、数値データや炉心図などの実験データや各種解析データ、考察などが KUCA 特性実験報告書という形で蓄積され、現在では、その数も膨大な量となった。これらの実験データは整理することにより、各種の解析を行ったり、今後の実験を行う際にリファレンスとして活用できる。そこで、これらの実験データを有効に利用するために、KUCA では市原らによって、データベース化が計画され、現在では、データベースシステム "CAEX" が完成した。このシステムの構築には、普及率の高い16ビットのパーソナルコンピュータ (NEC PC-9801) が採用され、データベースの利用者が決められたキーワードを入力することにより、必要とする特性実験報告書を探し出すことができる。

ところで、KUCA ではその施設の性格上、形状の異なる炉心を使用した実験が行われてきた。例えば、中性子の減速材の種類には、固体減速材 (ポリエチレン、黒鉛) と軽水減速材の2つがあり、固体減速架台ではトリウム体を用いた実験が行われてきた。一方、軽水減速架台では、矩形炉心や重水反射体を用いた円筒平板燃料、バウムクーヘン型燃料の例でわかるように燃料板の形状が種々異なる炉心を採用してきた。この様な点を考慮すると、燃料集合体や制御・安全棒の形状、中性子検出器の設置位置、及びその実験に使用されたその他の装置類の設置位置に関する情報を利用者や研究者達に提供することが重要なことである。これによって、上に述べた市原作成のデータベースシステム "CAEX" と互いに不足した点を相補うことができる。そこで、以下述べるように、KUCA で行われた実験炉心の配置図をディスプレイ上にカラー表示するプログラムを開発し、実験炉心の配置図を表示するデータベース "GRAPH" を作成した。その際、前述した KUCA 特性実験報告書に盛られた炉心図を正確に再現することに努力を払った。

本データベースシステムの作成にあたっては、データベースシステム "CAEX" との互換性を考慮し、同じ性能をもつ16ビットのパソコン (NEC PC-9801) を使用し、言語として、N<sub>88</sub> 日本語 Basic (MS-DOS 版) を採用した。現在までに、1974~1984 の10年間の714 炉心図のデータを登録した。

## 2. データベースのシステム構成

本データベースを利用するにあたり必要となるハードウェア及びソフトウェアについて記述する。まず、ハードウェアには、次の性能をもつ装置、即ち、(1)本体には、NEC の16ビットパソコン PC-9801 (メインメモリ 256 KB 以上、JIS 第1及び第2水準の漢字 ROMボード実装)、(2)表示装置には、横 640 ドット縦 400 ドットの表示能力を持つ専用高解像度のカラーディスプレイ、それに(3)フロッピィディスクユニットなどの炉心表示データの登録用外部記憶装置が必要である。さらにオプション装置として、(4)日本語表示が可能なカラープリンター (JIS 第1及び第2水準の漢字 ROMボード実装) を接続することにより、CRT 上に表示された炉心配置図のハードコピーのカラー出力が可能となる。

さて、名古屋大学で使用しているハードウェアは、Fig. 1に示すように(1)本体には、NEC PC-9801VMO (メインメモリ 640 KB 実装)、(2)カラー CRTには、NEC PC-KD 851、(3)外部記憶装置には 8 インチのフロッピーディスク NEC PC-8881、そして(4)ハードコピーの出力用に 24 ピンヘッドの日本語カラープリンター NEC PC-PR 201 CL を使用している。

次に、本データベースは、通常の Disk-Basic 版のプログラムも用意しているが、“CAEX”との互換性を考慮し、現在市販されているオペレーティングシステムである MS-DOS のシステムディスク (バージョン 2.0 以上) 及びそのシステム上で起動する日本語 N<sub>88</sub>-Basic のソフトウェアが必要である。

### 3. 炉心配置図表示用データベースシステム “GRAPH”

#### 3.1 概要

本データベースは、燃料集合体、制御棒や中性子検出器などが設置された実験炉心の配置パターンを取り扱うシステムである。データを登録する際、パターン化された炉心図の形で取り扱うと膨大なデータ領域 (96 KB) が必要となる。そこで、登録は、数値データの形 (0.5 KB) で行い、その数値を基にしてパソコン PC-9801 のもつグラフィック機能を利用して、CRT 上に炉心の配置パターンをカラー表示するようにプログラミングした。このとき、特性実験報告書に盛られた炉心配置を正確に再現することやできるだけ詳細に表示するため、専用高解像度のカラー CRT を使用した。そして、スクリーン上の左側 (480 × 400 ドット) の領域には、格子板、燃料集合体、制御・安全棒、中性子検出器及び中性子源や重水タンク等の実験装置の配置図が表示される。右側 (160 × 400 ドット) 領域には、実験番号、炉心名称、及びその炉心で使用される実験装置類の説明が表示される。

次に、数値データはフロッピーディスクに登録するが、ファイル形式は、(1)データの修正が容易に行えること、(2)検索時間をできるだけ短くすること、という点を考慮し、データの登録用にランダムアクセスファイル、検索用にシーケンシャルファイル (インデックスファイル) を使用した。

#### 3.2 データベースの項目

本データベースは、Table 1 に示すように 8 つの項目によって構成される。項目番号(1)~(3)のデータは、全炉心に対して共通で、入力数は 1 つである。(5)と(6)のデータは制御棒 3 本、安全棒 3 本、そして検出器 6 本使用するので、各々 6 組のデータ群から成る。しかし、制御・安全棒は形状の異なる炉心内へ設置される場合があり、入力数のフォーマットは異なる。(4)と(7)についても同様に、実験架台や炉心形状によりフォーマットが異なる。そして、(8)は、使用装置の種類や使用数により入力データ数が異なる。

#### 3.3 プログラムの機能とフローチャート

本プログラムには、(1)データの登録、(2)データの修正、それに(3)データの検索 の 3 つの機能がある。以下、Fig. 2 に示したフローチャートに従って、各機能について簡単に記述する。

### 3.3.1 データの登録

登録は、メニュー番号として「1」を選ぶ。このとき、キーボードからのデータの入力ルーチン(INPT)が実行される。ここで、ディスプレイ上に表示されたメッセージ(入力データの変数名とそのデータ数)に従ってデータを入力する。入力終了後、炉心配置表示ルーチン(MAKE)が実行され、それらのデータに基づきCRT上に炉心配置図がカラー表示されるので、入力データの確認を行う。誤りがある時には、修正ルーチン(CRCT)を実行する。このとき、CRT上に炉心図が表示された状態でその下方に入力データが表示されるので、必要な箇所の訂正を行う。訂正終了後、再びCRT上に炉心図が表示されるので、修正データの確認後、ディスクへの出力ルーチン(WRITED)により1組のデータを登録する。

### 3.3.2 データの修正

修正は、メニュー番号として「2」を選ぶ。修正炉心の実験番号を入力すると、ディスクからの入力ルーチン(READD)により、指定したデータが読み込まれる。そして、炉心配置表示ルーチン(MAKE)が実行され、CRT上に炉心図が表示された後、直ちに修正ルーチン(CRCT)が実行されるので、必要な箇所の修正を行う。データの登録と同様、修正データを確認した後、ディスクへの出力ルーチン(WRITED)によりデータを再登録する。

### 3.3.3 データの検索

メニュー番号として「3」を選び、実験番号を入力する。指定されたデータが入力ルーチン(READD)によってフロッピディスクから読み込まれた後、炉心配置表示ルーチン(MAKE)によりカラーCRT上に炉心図が表示される。このとき、指定された実験番号として1つ以上の炉心図が登録されているとき(その区別は枝番号で行う)、表示は登録順に行われる。そして、必要ならばCRT上の炉心図をカラーのハードコピー出力が可能である(所要時間は10分程度)。このとき、24ピンヘッドの日本語カラープリンターを接続する必要がある。もし、カラープリンターがないとき、モノクロ表示用プログラム(GRAPHM)を使用すれば、ハードコピーの出力が可能となる。

## 3.4 登録データのファイル形式

本データベースでは、実験の炉心形状や使用装置の数により、炉心図を表示するためのデータ量が異なる。このようなデータを取り扱うには、シーケンシャルファイルが適する。しかし、登録データを修正する際、このファイルでは、修正箇所だけを直接書き直すことができないため、修正作業はそれ以外の全データも一緒に書き直す必要が生じ、かなりの時間と手間が必要となる。この欠点を補うため、必要な箇所を直接アクセスできるランダムファイルを使用する。

さて、ランダムファイルには、(1)文字型データしか取り扱わないこと、(2)データの長さ(レコード長)は一定であることという特徴がある。そこで、ランダムファイルを使用するための対策を次に示す方法で行った。最初に、(1)に対しては、マイコンのもつ関数(MKIS, MKSS, CVI 及び CVS)を利用して数値データと文字型データとの変換を行う。具体的には、サブルーチン(WRITED)により、数値データから文字データへの変換後、フロッピディスクに登録

する。逆にサブルーチン (READD) によって、ディスク上に登録された文字データから数値データへの変換を行う。次に、(2)に対しては、データを(a)全炉心に共通な3変数、実験番号(IDS)その枝番号(ID)、炉心のタイプ(CNO)と(b)その他のデータを1つにまとめたダミー変数(DDMYS)とに分割してランダムファイル(ファイル名: GRAP 1. DAT)に登録する。このダミー変数DDMYSは数値データから変換された文字データを順番に並べて作成される。さて、このファイルには1レコード256バイト(DDMYSは247バイト)という制限があり、DDMYSがこの長さを越えるとそれ以降のデータは登録されない。そこで、拡張用のランダムファイル(GRAP 2. DAT)を設定し、その越えた分のデータをダミー変数(DDMY 2S)として登録する(Fig.3)。

次に、ランダムファイルを使用した検索では、検索が全登録データに対して行われることやデータがランダムアクセス用バッファを介して入力されることにより時間がかかる。そこで、本システムの検索項目である実験番号だけを別のシーケンシャルファイル(GRAP 1. DAT)に登録する。従って、検索作業は、シーケンシャルファイルにより登録されたレコード番号を調べ、ランダムファイルからそのレコード番号のデータを読み込むという方法で行う。

### 3.5 各ルーチンの概略

本プログラムの各サブルーチンの機能について記述する。

#### 3.5.1 キーボードからの入力ルーチン (INPT)

このルーチンでは、ディスプレイ上に日本語表示されたメッセージ(入力データの変数名とその数: [2]等)に従って、会話形式でデータを入力する。この入力例として実験番号「77022」の場合についてFig.4に示す。図中の下線部がキーボードからの入力データである。

#### 3.5.2 炉心配置図表示ルーチン (MAKE)

燃料集合体やその他の装置の表示は、格子板を表示する大きさに比例して行う。このとき、格子板の表示は、その1カラムのドット数を自動的に決定して、CRT上にできるだけ大きく表示し、その位置も炉心表示領域(CRTの左側480×400ドットの領域)の中央に表示される。その際、表示はTable1の項目番号(4)から(8)まで順番に行われる。そして、右側の領域(160×400ドットの領域)に炉心図の説明が表示され、このルーチンの作業が終了する。

#### 3.5.3 修正ルーチン (CRCT)

このルーチンでは、炉心配置図がディスプレイ上に表示された状態で、その下方に入力データが登録順に表示されるので、必要箇所の修正を行う。このとき修正時間を短縮するために、(a)6つの修正開始位置、即ち、(1)実験番号、(2)炉心用データ、(3)制御・安全棒、(4)検出器、(5)炉心のオプション機器、(6)他の実験装置を設定し、直接修正箇所を選べること、(b)修正作業の完了後、直ちに本ルーチンを終了させるという2つのバイパス機能を設けた。

### 3.5.4 ディスクファイルへの出力ルーチン (WRITED)

このルーチンでは、数値データを文字データへ変換し、1つのダミー変数 (DDMYS) を作成した後、ランダムファイルへの登録を行う。さて、本プログラムでは、使用する変数のタイプは、整数型変数、実数型変数、それに文字型変数である。これらの変数に対して、次のような変換作業を行う。

- (1) 整数型変数のとき……数値データを MKIS 関数を使用することにより 2 バイトの文字データに変換し、ダミー変数に加える。
- (2) 実数型変数のとき……同様に、MKSS 関数を使用することにより、4 バイトの文字データに変換し、ダミー変数に加える。
- (3) 文字型変数のとき……文字変数のデータ長を MKIS 関数で 2 バイトの文字データに変換し、ダミー変数に加え、その後に文字変数も加える。

さて、ダミー変数の長さが 247 バイトを越えると 248 バイト以降のデータは登録されない。そこで、上記変換作業は、ダミー変数 DDMYS の長さが 247 バイトを越えないことを確認した後実行される。越える場合には、ダミー変数 DDMYS の最後に文字“?”を付け加えてディスクファイルに書き込まれ、それ以降のデータは拡張用のダミー変数 DDMY 2 \$ の先頭から蓄積される。このときも DDMY \$ と同様のチェックが行われる。ただし、DDMY 2 \$ のレコード長は 256 バイトである。以上の説明より 1 組の炉心図を表示するのに必要な記憶領域は 512 バイトとなる。

### 3.5.5 ディスクファイルからの入力ルーチン (READD)

このルーチンでは、検索されたデータをランダムファイル用バッファに移し、WRITED ルーチンの逆操作により、ダミー変数 DDMY \$ や DDMY 2 \$ からプログラムで使用する数値データに割りあてる。具体的な作業として、最初に、247 バイトのダミー変数 DDMY \$ から文字“?”を探すことにより、実際の登録文字数を求める。次に文字型データから

- (1) 整数データを得るには、DDMY \$ の最初の 2 文字を取り出して CVI 関数を使用して変換する。
- (2) 実数データを得るには、DDMY \$ の最初の 4 文字を取り出して CVS 関数を使用して変換する。
- (3) 文字データを得るには、まず DDMY \$ の最初の 2 文字を取り出し、CVI 関数を利用し、すぐ後に登録されている文字データの長さを求める。そして、その長さ分だけ文字列を取り出して、文字変数に代入する。

という方法でデータを割りあてる。そして、これらの変換作業後は、それぞれ残りの文字列をダミー変数 DDMY \$ として再定義し、データの割りあて作業が継続する。そして、ダミー変数 DDMY \$ の文字列の長さが 0 となったとき、DDMY 2 \$ が新たにダミー変数として採用され上述の方法に従って、全てのデータの割りあてが完了する。

#### 4. まとめ

現在までに登録した炉心配置図のうち、KUCAで行われた代表的な実験炉心のハードコピー出力をFig.5～Fig.9に示す。これらのハードコピー出力はモノクロ表示用プログラム（GRAPHM）を使用した。Fig.5は、固体減速架台（B架台）で行われた実験炉心でトリウムが使用されている。Fig.6～Fig.9は、軽水減速架台（C架台）で行われた実験であり、図中の数字は装荷燃料枚数を示す。Fig.6の炉心は、平板燃料が装荷された長方形のフレームによって形成されるため矩形炉心と呼ばれている。この実験では、炉心が2つに分割され、各炉心の中央にHe-3の検出器が挿入されている。そして中性子源とパイルオシレータが設置されている。Fig.7は同じ平板燃料が放射状に装荷されていて、円筒平板燃料炉心と呼ばれている。この炉心のフレーム間には三角状のAlブロック、重水タンクとの間にはAlが設置されている。また、制御・安全棒3本が炉心内に設置されている。Fig.8では、円弧状に湾曲した燃料板が装荷され、その形状からバウムクーヘン燃料炉心と呼ばれている。これら2つの炉心のまわりには、反射体としての重水タンクが設置されている。そしてFig.9は、これら2つのタイプの炉心を組み合せた炉心で2分割炉心と呼ばれ、同様に重水タンクが設置されている。

次に、使用言語や使用ファイルによる検索の所要時間を比較してみた（Table 2 参照）。この作業は、パソコン本体にPC-9801 VMO（クロック周波数10MHz）、フロッピーディスクには8インチのPC-8881を使用した。Table 2から、表示時間は使用言語による差がないことがわかる。しかし、検索時間は使用ファイルによりかなりの差が生じ、検索にシーケンシャルファイルを利用することが必要となる。

以上記述したように本システムは、(1)炉心の配置パターンを比較的鮮明に表示できること、(2)検索によりCRT上への炉心配置図の表示時間は15秒程度であること（言語としてMS-DOS版のN88-Basic使用）により利用価値の高いシステムであると判断している。

今後は、引き続き1984年以降のデータを登録することにより、本システムを充実させる予定である。また、現在の検索方法では、登録データの量が多くなると検索に時間がかかることが予想されるので、その対策を講じる必要がある。その例として、(1)Basicコンパイラを採用すること、(2)最近開発された光ディスクファイルの使用などがあげられる。

#### 5. 謝辞

本データベースを作成するにあたり、貴重な時間をさいて炉心配置図用の資料を提供して頂いた京大原子炉の市原千博氏に深く感謝します。



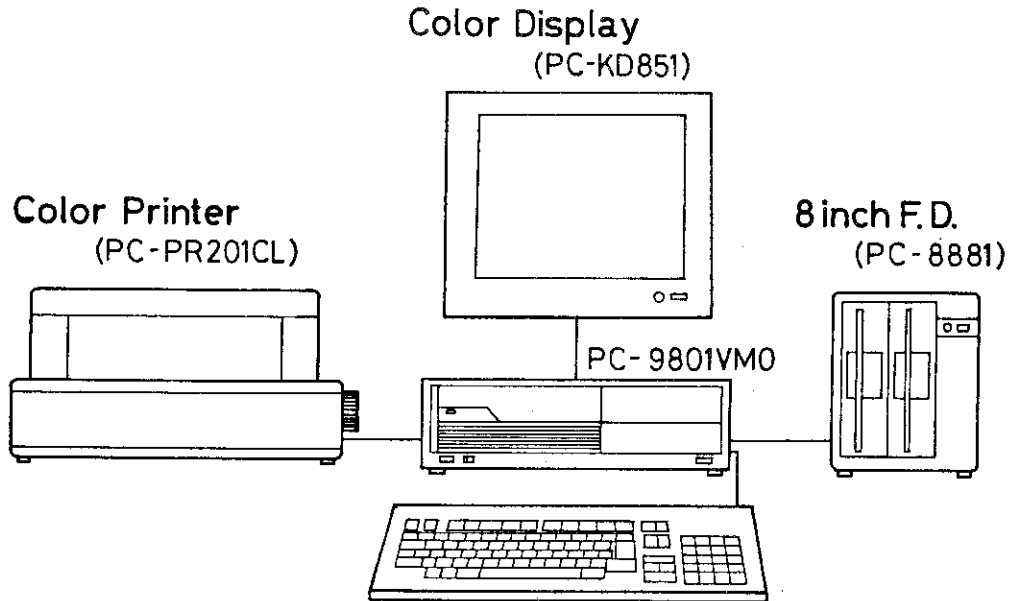


Fig. 1 A hardware system employed at Nagoya University for the data base.

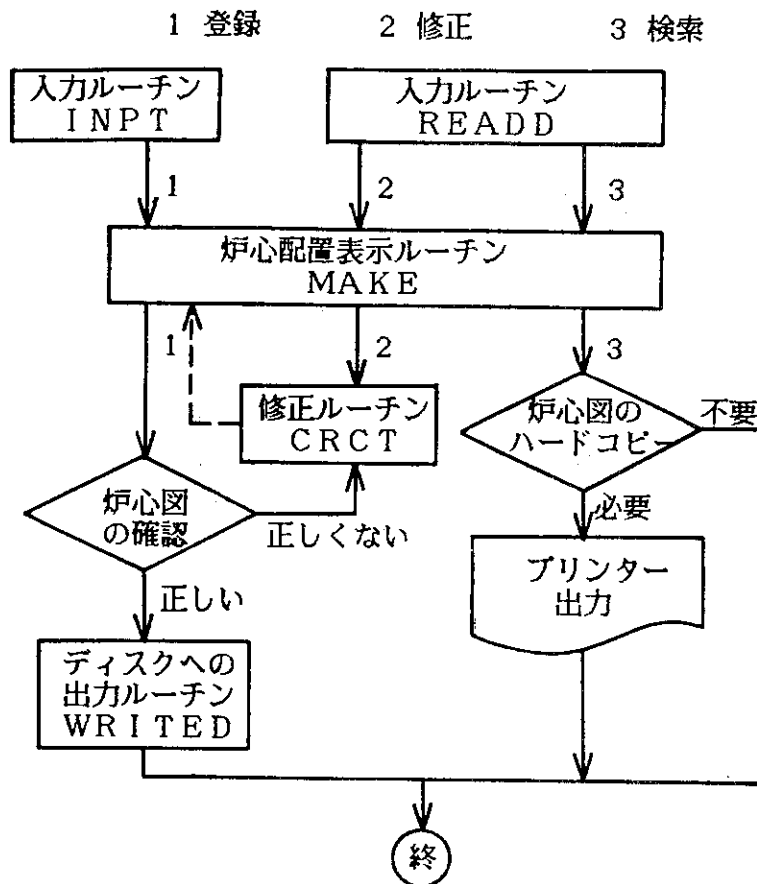


Fig. 2 A flow chart of the data base system "GRAPH."

Numbers respectively denote the following actions:  
 (1) Registration, (2) Correction, (3) Retrieval.

ランダムファイル (GRAP1.DAT)

実験番号 ID\$	枝番号 ID	炉心タイプ CNO	ダミー変数 DDMY\$
5バイト	2バイト	2バイト	247バイト

256バイト

ランダムファイル (GRAP2.DAT)

ダミー変数 DDMY2\$
------------------

256バイト

シーケンシャルファイル (GRAP1.DAT)

ID\$	ID\$	...	ID\$	...	ID\$
1番目	2番目		n番目		714番目

Fig. 3 Data files for the data base system "GRAPH."

The file names "GRAP1.DAT" and "GRAP2.DAT" are random access files used for registration procedure, while the file "GRAP1.DAT" is a sequential file used for retrieval procedure.

- (1) 実験番号、枝番号(1つのときは 0) [2]? 77022,3
- (2) 炉心名称 [1]? C35G10(H20)  
 格子板の分割 ; する...1 しない...0 [1]? 0
- (3) 炉心の種類; 2...矩形 3...an単一 4...BK単一 5...2分割 [1]? 2
- (4) フレームの数 [1]? 25  
 フレームの向き 横長(1) 縦長(0) [1]? 1  
 I= 1 設置番号(X;Y) [2]? 5,3  
       燃料枚数、装荷位置 [2]? 40,1  
 I= 2 設置番号(X;Y) [2]? 6,3  
       燃料枚数、装荷位置 [2]? 40,1  
       .  
       .  
       .  
 I= 25 設置番号(X;Y) [2]? 9,11  
       燃料枚数、装荷位置 [2]? 20,1
- (5) 制御・安全棒  
 I= 1 設置番号(X;Y) [2]? 4,4  
 I= 2 設置番号(X;Y) [2]? 10,8.5  
 I= 3 設置番号(X;Y) [2]? 4,6.5  
 I= 4 設置番号(X;Y) [2]? 10,6  
 I= 5 設置番号(X;Y) [2]? 10,11  
 I= 6 設置番号(X;Y) [2]? 4,12
- (6) 検出器  
 I= 1 設置番号(X;Y) [2]? 2,7  
 I= 2 設置番号(X;Y) [2]? 3,2  
 I= 3 設置番号(X;Y) [2]? 12,10  
 I= 4 設置番号(X;Y) [2]? 2.5,10  
 I= 5 設置番号(X;Y) [2]? 11.5,1  
 I= 6 設置番号(X;Y) [2]? 14,16
- (7) 矩形炉心のオプション  
 1...燃料板(分割分) 2...AL板 3...10cm厚重大水容器  
 4...20cm厚重大水容器  
 オプションの数 [1]? 1  
 I= 1 番号、使用数 [2]? 1,1  
       設置番号(X;Y) [2]? 7,9  
       燃料装荷の数 [1]? 1  
       装荷位置(左側)、枚数 [2]? 27,14
- (8) 他の実験設備  
 装置番号  
     1...BF3-Counter    2...He3-Counter    3...Al Pipe    5...Void Pipe  
     5...Micro-FC      6...Exp.            7...中性子源    8...ハルス源  
     9...ハイルオシレータ    10...POS模擬ヘッド    11...ヒーター    12...攪伴器  
     13...UIC            14...Alカイト管    15...FC
- その種類は [1]? 3  
 装置 1 装置番号、使用数 [2]? 7,1  
 J= 1 設置番号(X;Y) [2]? 2.5,5.5  
 装置 2 装置番号、使用数 [2]? 9,1  
 J= 1 設置番号(X;Y) [2]? 7,1.5  
 装置 3 装置番号、使用数 [2]? 2,2  
 J= 1 設置番号(X;Y) [2]? 7,4.4  
 J= 2 設置番号(X;Y) [2]? 7,9.6

Fig. 4 A typical example of data registered through keyboard (ID Number : 77022).

One keys in the underlined data.

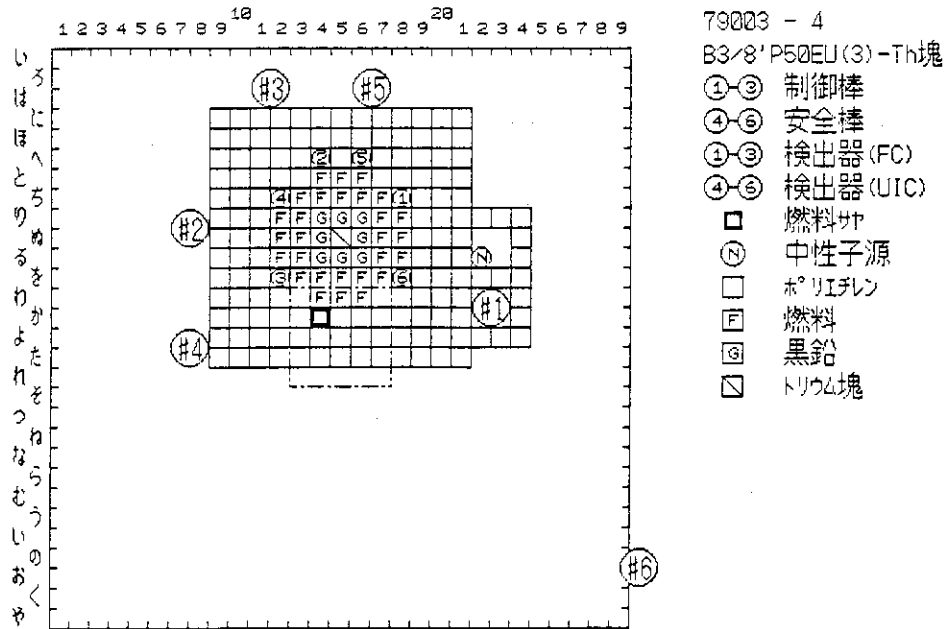


Fig. 5 The hardcopy of the data illustrating the B core loaded with Thorium.

- ① - ③ : Control rods  
④ - ⑥ : Safety rods  
#1 - #3 : Fission chambers  
#4 - #6 : UIC's  
○(N) : Neutron source  
□ : Polyethylene  
F : Fuel  
G : Graphite  
Th : Thorium

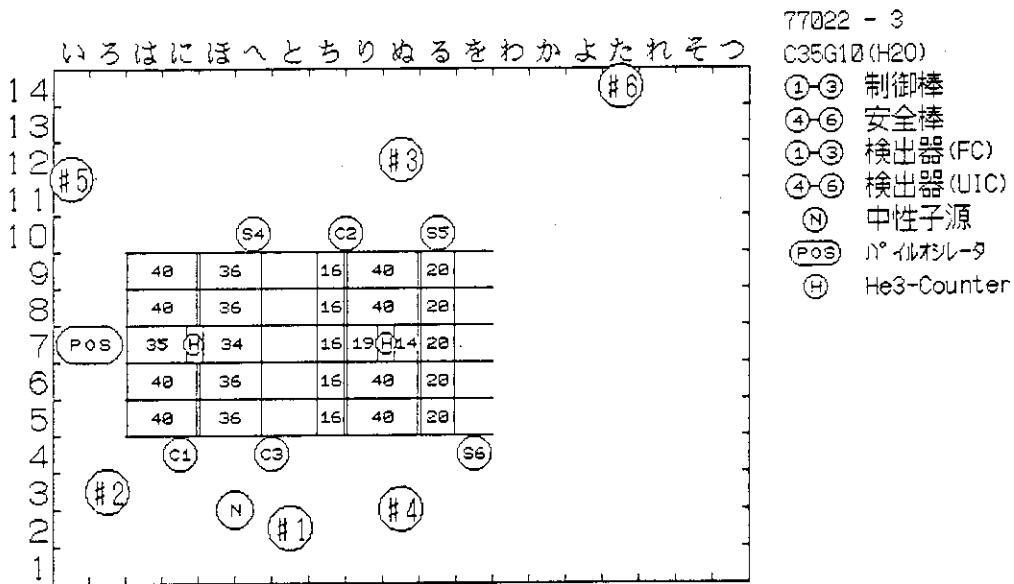


Fig. 6 The hardcopy of the C core illustration.

This core is composed of flat fuel plates immersed in water. Numbers in the figure designates the number of the fuel plates loaded in each frame.

- (POS) : Pile oscillator  
○(H) : He-3 counter

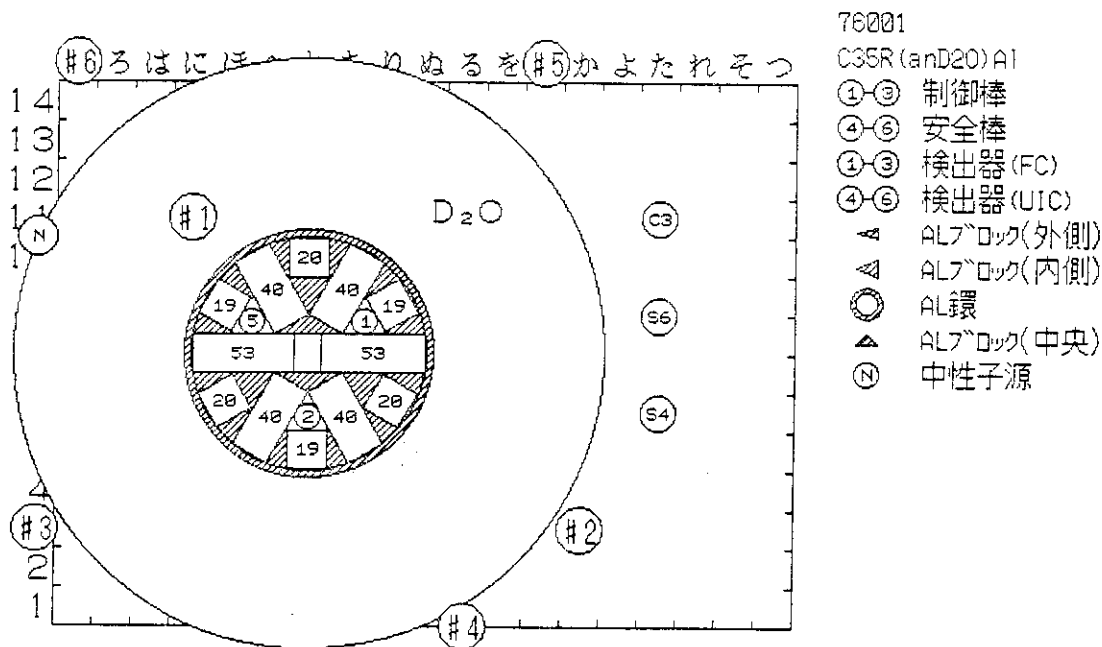


Fig. 7 The hardcopy of the C core illustration.

This core is composed of flat fuel plates immersed in the water, and has a heavy water reflector. Numbers in the figure designates the number of the fuel plates loaded in each frame. The hatched parts in the figure are the sections filled with Aluminum blocks and rods.

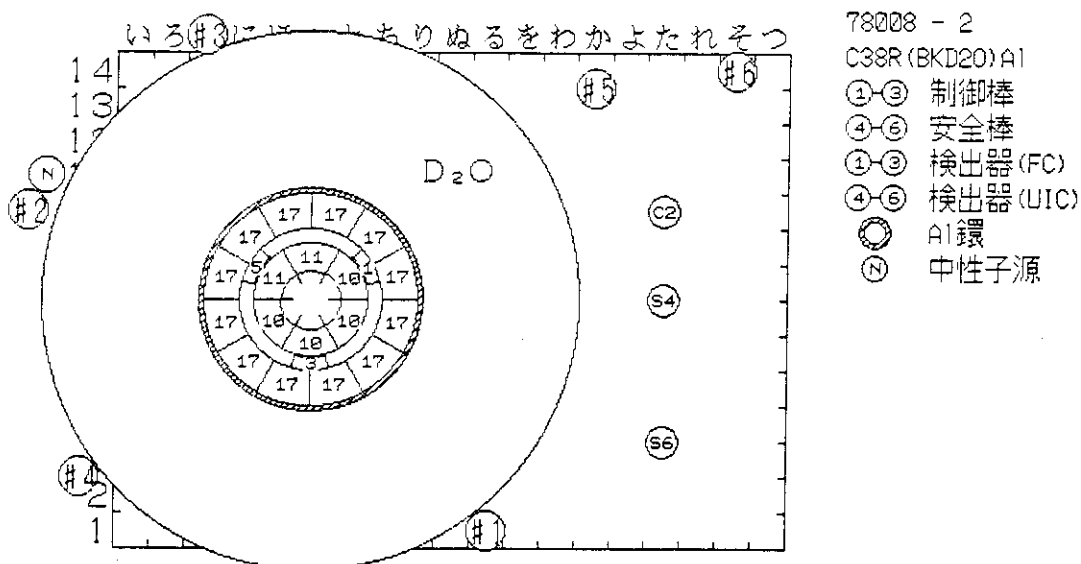


Fig. 8 The hardcopy of the C core illustration.

This core is composed of curved fuel plates, and has a heavy water reflector. Numbers in the figure designates the number of the fuel plates loaded in each frame. The hatched part in the figure is the region filled with Aluminum rods.

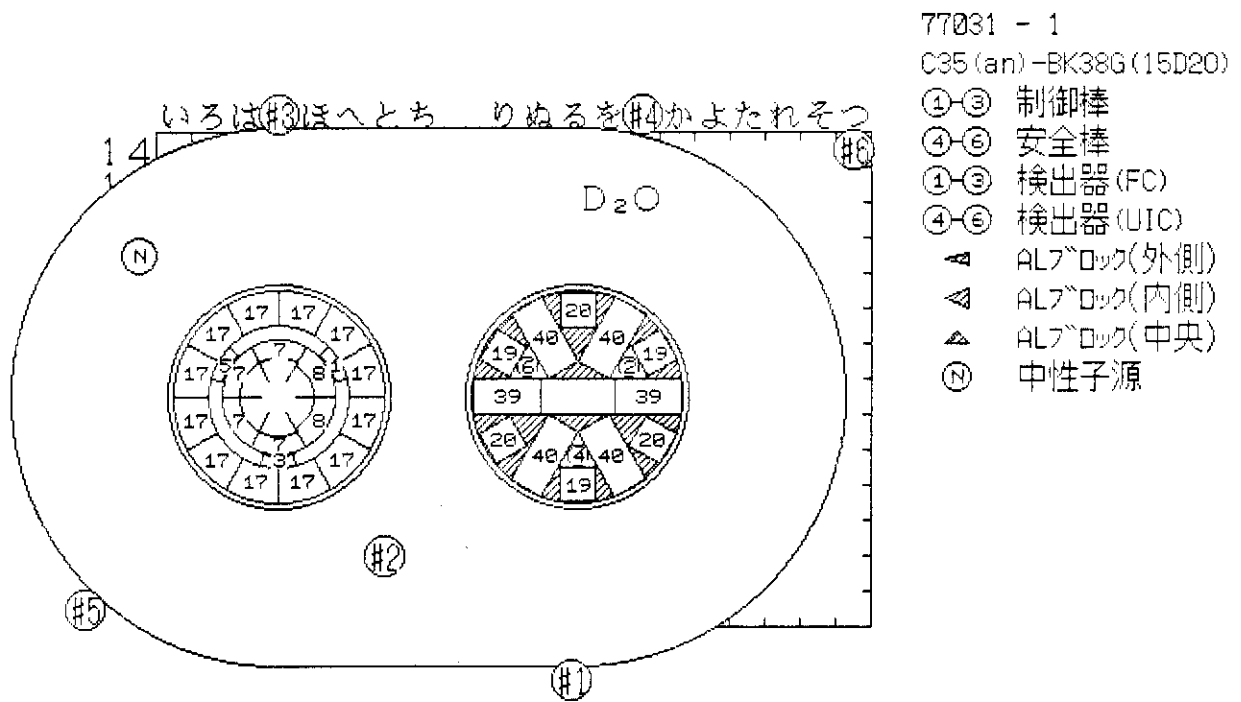


Fig. 9 The hardcopy of the C core illustration.

This core is composed of curved fuel plates and flat fuel plates, and has a heavy water reflector. Numbers in the figure designates the number of fuel plates loaded in each frame.

Table 1 The items of the "GRAPH" data base.

The "GRAPH" data base is composed of eight items. Retrieval is done only by the first item "ID Number of the Experiment."

Item	Occurrence
(1) ID Number of Experiment	1
Sub-number of Experiment	1
(2) Core Name	1
(3) Type of Core Geometry	1
(4) Specification of Core-loading Pattern	arbitrary
(5) Data giving Positions of Control- and Safety-Rods	6 sets
(6) Data giving Positions of Fission Chamber	6 sets
(7) Specification of optional apparatus in the Core	arbitrary
(8) Description of the other experimental equipments	arbitrary

Table 2 Comparison of two data-bases based on different operating systems.

language	file format	retrieval time(sec)	display time(sec)	total time(sec)
N88-Basic	random access file	125.0	9.0	134.0
	sequential file	7.6	9.0	16.6
N88-Basic (MS-DOS)	random access file	34.3	9.0	43.3
	sequential file	6.2	9.0	15.2

Note: Personal computer PC-9801VMO(10MHz) and Disk Unit PC-8881 were used.

### 4.3 原子炉安全にかかわるデータ・ベースの開発

－ 確率論的安全評価および事故故障の情報分析評価のための手法開発の一環として －

小林健介, 及川哲邦, 渡辺憲夫,  
泉 文男, 樋口澄則  
日本原子力研究所

原研では、軽水炉の安全性研究の実施によって蓄積された技術的基盤を基にして、数年前から原子炉安全に係わる各種のデータベースが開発されている。リスク評価解析研究室でも、確立論的安全評価手法の開発及び事故故障の情報分析評価手法の開発の一環として、種々のデータベースの開発を行うとともに、併せて、データ抽出自動化のためのシステム開発を進めている。データベースとしては、1) 機器故障率データベース、2) OECD/NEA/IRS 情報検索システム、3) 原子力発電プラント・データベース等を、また、データ抽出の労力軽減を目的として、4) 知識工学的手法を適用した、運転経験データの事象因果関係等自動抽出システムの開発を進めている。

本報告では、データベースの概要、開発上の問題点及び今後の展望について報告する。



4.3 Development of Several Data Bases Related to Reactor Safety  
Research Including Probabilistic Safety Assessment and  
Incident Analysis at JAERI

Kensuke Kobayashi, Tetsukuni Oikawa, Norio Watanabe,  
Fumio Izumi and Suminori Higuchi

Japan Atomic Energy Research Institute

Presented are several databases developed at JAERI for reactor safety research including probabilistic safety assessment and incident analysis. First described are the recent developments of the databases such as 1) the component failure rate database, 2) the OECD/NEA/IRS information retrieval system, 3) the nuclear power plant database and so on. Then several issues are discussed referring mostly to the operation of the database ( data input and transcoding ) and to the retrieval and utilization of the information. Finally, emphasis is given to the increasing role which artificial intelligence techniques such as natural language treatment and expert systems may play in improving the future capabilities of the databases.

## 1. はじめに

電子計算機技術の進展に伴い、計算機処理可能な情報量は増大し、一方、情報形態は文字・数値データのみならずイメージデータが取扱い可能となり多様化してきた。これを反映して膨大な情報から必要な情報を系統的かつ迅速に検索表示するためのデータベースが種々の分野で開発されている。原研では、軽水炉の安全性研究の実施によって蓄積された技術的基盤を基にして、数年前から原子炉安全に係わる各種のデータベースが開発されてきた。

リスク評価解析研究室では、確率論的安全評価手法の開発及び事故故障情報の情報分析評価手法の開発の一環としてデータベースの開発を進めている。この中には機器故障率データベース<sup>1)</sup>、OECD/NEA/IRS 情報検索システム<sup>2)</sup>、及び原子力発電所データベース<sup>3)</sup>等が含まれている。また、データ・ソースからのデータ抽出作業の労力軽減のためにデータ自動抽出システムの開発が有用であり、運転経験データの事象因果関係等を自動抽出するためのシステムの開発<sup>4)</sup>を進めている。

本報では、確率論的安全評価と事故故障情報分析のために開発しているデータベースの概要、開発上の問題点及び今後の展望について報告する。

## 2. 機器故障率データベース

原子力施設の確率論的リスク評価（PRA）において、安全系の信頼性評価のためには機器の故障率データが必要である。PRAのための故障率データベースは数多くあるが、それらに用いられている機器や故障モードの分類は必ずしも同じではない。そのため故障率を比較したり、信頼性解析にそのまま適用したりするのは簡単ではない。そこで、公開された文献から故障率を収集し、故障率の記述法を統一化しその型式に合わせて故障率データを計算機データベース化した。機器故障率を統一的に記述するために、機器名称、故障モード、文献名、機器特定名（型式、サイズ、容量など）、故障率のパラメータ（メディアン値、平均値など）などについて統一コードを作成した。現在までに、このコード表をもとにこれまで行われたPRAの報告書も含め約25のデータベースから約10000件の故障率をコード化し収録した。

一方、機器故障率検索システムRECORD-Jの開発を行い、それを用いて機器名称と故障モードを指定することにより任意の故障率を検索できる。RECORD-Jの主な機能は次の通りである。

- ① 故障率の検索（機器名称、故障モード、型式などを順次指定しながら、対象の故障率を選定する）、
- ② 推奨値の計算（故障率の検索過程で選定された複数の故障率の幾何平均を、推奨値として計算する）、
- ③ 故障率の統計処理（一つの故障率に対し、故障率の分布形を仮定し、データベース(DB)に登録されている統計パラメータ（メディアンや平均値など）から、データベースにない統計パラメータや各%信頼値などを算出する）、
- ④ Bayes 処理（プラントの故障経験、運転や保守情報を Bayes 流の統計処理により加味し、

プラント固有故障率を計算する)。

以上の検索や統計処理を TSS 端末で簡単に行えるように、会話型、メニュー選択、全画面処理方式による検索方法を採用した。また、故障率データベースをランダム・アクセス・ファイルとし、検索時間の短縮を図った。

RECORD-J の使用例を以下に示す。図 1 は、Bayes 処理のサンプルランの結果である。この例は、ディーゼル発電機の起動失敗を対象に、WASH-1400 の故障率(メディアン  $3.16 \times 10^{-2}$ 、エラーファクタ 3.16)を事前分布(対数正規分布)とし、227 回のテスト中に 5 回の故障率の事後分布のメディアンが、運転経験の反映により  $2.29 \times 10^{-2}$  まで低下している。

問題点としては以下のものがある。すなわち、米国、英国、スウェーデンなどのデータを格納しているが、日本のデータで公開されているものがないため、格納できない。また、故障率は、故障率を自国、自機関、自社で提供できるものがメンバー制をしき、メンバー相互が利用できるようになっているシステム(例えば：米国の NPRDS や英国の SRS)が多いので、これらのデータを原研で入手できない、等である。

今後、故障率データが公開され、文献が入手できれば順次データベースをアップデートする予定である。

### 3. OECD/NEA/IRS 情報検索システムの概要

#### 3.1 OECD/NEA/IRS 情報の概要

原子力発電所の安全性をより一層向上させるためには、過去に発生した事故・故障に関する情報を分析・評価しそこから得られた知見を設計、運転、規制などに反映させることが重要である。このような認識の下に、OECD/NEA は、1979 年秋に参加国間の異常事象報告システム(IRS: Incident Reporting System)を設立し、1981 年から正式運用を開始した。OECD/NEA の IRS には現在、英、仏、西独などの西欧諸国、日本、米国の 13 ヶ国から事故・故障事例が報告され、その情報はこれら諸国に配布されている。対象とする原子力発電炉は、熱中性子炉(重水炉、PWR、BWR、ガス炉)であり、上記 13 ヶ国では約 300 基(1986 年 9 月現在)が稼働中である。これら原子力発電所で発生した異常事象の中から、IRS に報告すべき事象は、表 1 に示す基準に該当するものであり、1986 年 9 月までに約 800 件の事例が報告されている。報告形態は、表紙に事象の表題、国名、プラント名、発生年月日、炉型、電気出力、影響を受けた系統機器、プラント初期状態、発見の方法、被曝や放射能放出の有無等を記入し、併せて、事故・故障の特徴を分類したウォッチリスト(34 項目)の中から該当項目をチェックする。2 ページ目からは、事象の概要や原因について、英語(あるいは仏語)の自然文記述である。したがって、IRS に報告される事故・故障情報(以下、IRS 情報と称す)をそのまま計算機処理することは難しく、CEC/JRC イスプラ研究所では、ある標準形式に従ってコード化し、情報の均質化を図ると共に、計算機データベースに保存し、事故・故障事例を系統的に管理・検索することを可能としている。

### 3.2 OECD/NEA/IRS 情報検索システムの概要

原研では、昭和58年度に科学技術庁からの委託を受けて、OECD/NEAのIRS情報を管理・検索するための計算機システム、OECD/NEA/IRS 情報検索システム(IRS Information Retrieval System: IRS-IRS)を作成し、その後、データの追加・拡充を行っている。同システムが対象とするデータは、以下の4種類である。

- ① CEC/JRC イスプラ研究所がコード化した IRS 情報
- ② OECD/NEA の IRS 参加国が所有する全プラントに関する情報
- ③ キーワード情報
- ④ コード化した情報に使用される各コードとその説明を表わす対応表(CEC/JRC が作成したもの)

①及び④のデータは、CEC/JRC イスプラ研究所から磁気テープに記録したものを入手し、情報の更新を行っている。また、②及び③については、原研が独自に作成したもので、必要に応じて情報を更新している。1986年3月現在、本システムには事故・故障事例約650件、プラント約420基(稼動中、建設中含む)に関する情報が内蔵されている。

#### (1) システム構成

本システムは、上記①～④の情報を格納するデータベース(IRS データベース)と同データベース管理システム(PLANNER+α)から成る。IRS データベースはリレーショナルデータベースであり、7種類のデータを表形式で保存する。PLANNER+αは、既存のソフトウェアパッケージ“PLANNER”に改良を施したもので、検索及び統計処理機能を遂行するにあたり、計算機端末画面上での対話型処理を採用するなど操作を簡略化し、システムに熟知しなくても IRS データベースの検索等を容易に行える。例えば、システムが端末画面上に表示する「メニュー」に従って検索や統計処理を行うことができる。また、検索結果を表示出力する際必要に応じて、コード化した情報をその説明に変換することを可能とした。

#### (2) システムの機能

本システムは、以下に示す4つの機能を有する。

##### 1) メニュー検索機能

利用者が使用する可能性の高いと思われる19個の項目について「メニュー」を端末画面上に表示し、任意に選択することによって、検索操作を簡略化している。検索結果を表示・出力させる場合、全情報あるいは必要情報だけをメニューに従って任意に選択できる。

##### 2) キーワード検索機能

事故・故障の特徴を表わすのに重要な単語、即ちキーワードを検索条件として入力することにより、該当事例を検索することができる。ただし、キーワードとして使用できる単語は約2000個であり、その中から任意に論理結合して、検索条件を作成する。

##### 3) 統計処理機能

IRS データベースに内蔵されている全情報あるいは検索の結果得られた情報を対象として、クロス集計表を作成することができる。この機能により、国別の事例分類や原因別分類等の傾向を系統的に把握することができる。

##### 4) データベース更新機能

この機能は、IRS データベースを維持管理するためのもので、情報の追加・更新・削除を行う。

### (3) IRS データベースの概要

IRS データベースに内蔵される7種のデータのうち、IRS 情報に関するデータ（事故データ、故障データ、テキスト・データ）とプラント情報（プラントデータ）について以下に記述する。

1) 事故データ……事故・故障に関する一般的な情報であり、国名、プラント名、発生日月日、ウォッチリスト番号、起因事象、プラント初期状態、放射能放出の有無等が含まれる。この他に OECD/NEA で IRS 情報を受理した際に付けたレポート番号も含まれる。

2) 故障データ……系統や機器の故障について、その原因や発見方法、事象後の対応措置などがこのデータに含まれる。

3) テキストデータ……事象の表題、事象の概要などを英語自然文形式で表現したものである。

4) プラントデータ…… OECD/NEA の IRS 参加国の所有する全プラントに関して、プラント番号、炉型、名称、定格出力等がこのデータ中に含まれる。

これら4種のデータは、事例固有の番号（プラント番号と事例番号の対）で対応がつけられている。

### 3.3 OECD/NEA/IRS 情報検索システムの検討課題

本システムは、OECD/NEA の IRS 情報を系統的に管理し、必要時に必要情報を迅速に検索できる計算機システムである。本システムを利用することにより、過去に発生した事象の概要を容易に把握することができ、また、類似事象の同定にも有用である。更には、万一事故が発生した場合にも、これまでの事例を参照することにより緩和策の立案に役立つであろう。しかし、事故・故障に関するデータは全て CEC/JRC イスプラ研究所が作成したものであるため、それらデータのレビューを強化することが今後の課題として挙げられる。また、現在のデータでは、事象の推移や因果関係等に関する情報が不十分であるため、これら情報を本システムに取り入れることも重要課題と言えよう。

## 4. 原子力発電プラント・データベース

原子力発電プラントデータベース PPD (Nuclear Power Plant Database) は、原子炉設置許可申請書（以下申請書と呼ぶ）に記載されている情報をデータベース化したものであり、これに基づき申請書に記載されている情報を系統的かつ迅速に検索可能とするものである。これによって安全審査および安全基準策定などにおける判断に役立つ基礎資料を作成するとともに、あわせて安全解析に必要なデータ作成に役立つ資料を作成するなど、安全規制や安全性研究の推進に役立てることを目的としている。

PPD は、申請書に記載されている原子炉施設の安全設計等に関する情報を体系的に整理収録したデータベースと、データの格納及びデータの提供を支援する検索・表示システム群から成る。

現在、データベースに格納されているデータは、申請書：添付書類 8, 9, 10 に記載されている数値、文章、グラフの各データである。データの構造は、各データに対して4つのキーワード・すなわち、大項目（施設）— 中項目（設備）— 小項目（装置）— データ項目（型式、台数、容量

等)が対応した木構造としている(図2)。

PPD 検索・表示システムは、次の5つの検索機能を持っている。すなわち、①分類ガイド検索(メニュー検索)、②文字列検索(文字列一致による検索)、③索引検索(索引表示画面からの項目選択)、④材料、構造、型式検索(データからの項目検索)、⑤イメージガイド検索(機器、系統図等の表示画面からの検索)である。①～④は完成し、⑤は詳細設計中である。使用言語は、FORTRAN, PL/I, COBOLを併用している。表示機能は、①特定プラントのデータ表示、②データのプラント比較表示、③イメージ情報表示等がある。①の分類ガイド検索の例を図3に示す。

PPDは、現在運転中のプラント24基の申請書：添付書類8, 9, 10の数値、文章、グラフの各データについて検索表示が可能となっており、昭和63年度までに41基のデータベース化を終了する予定である(表2)。

## 5. 運転経験データからの事象間因果関係等自動抽出システムの開発

### 5.1 はじめに

原子力発電所の安全性をより一層向上させるためには、過去に発生した事故・故障に関する情報を分析・評価し、そこから得られた教訓・知見を設計、運転、規制や安全性研究に反映させることが重量である。このような認識の下に、事故・故障情報の活用方策が幾つか検討されているが、その1つとして、類似事象の発生防止策の検討、あるいは、万一事故が発生した場合の緩和策立案及び潜在的な事故の拡大波及予測に、教訓・知見として活用することが考えられる。事故・故障情報をこの種の目的に効率良く活用するためには、事故の発端となる起因事象や事象間の因果関係等事故の発生から終息に至るまでの間に起こった諸現象や、その状況下における運転員の対応等に関する情報を取り出すことが必要である。しかし、事故・故障情報は一般に自然文で記述され、その上情報量も多いため、そこから事象間の因果関係等に関する必要情報を抽出するのは容易でない。従って、今後も増加すると予想される事故・故障情報の中から事象の因果関係や前後関係(事象シーケンス)に関する情報を系統的に抽出するためには、計算機の利用が考えられる。これにより、事故・故障情報の記載内容を分析するのに要する労力が軽減され、また、抽出された情報を比較することによって、類似成象の同定が容易となり、PRAにおける事故シナリオの選定にも有用な情報となる。

このような背景から、原研リスク評価解析研究室では、事故・故障情報(ただし、言語自然文記述)から事象シーケンスに関する情報だけを自動的に抽出するための計算法システムCESAS(Computerized Event Sequence Abstracting System)の開発を進めている。これまでに、同システムの概念設計を行い、現在、そのプロトタイプの作成及び、システムの核となる解析ルールの開発を行っている。本報では、CESASシステムの概要について紹介する。

## 5.2 CESAS システムの概要

CESAS システムは、自然文を入力対象としているため、自然語処理が必要である。一般に、自然語処理の分野では、自然語特有の曖昧さに柔軟に対応するために、分析に必要なデータをルールとして知識ベースに保存しそれを容易に変更することが可能な知識工学的手法が用いられている。したがってCESAS システムでも、同手法を採用する。システムの構成は、図4に示すように、構文解析、意味構造解析、意味連鎖解析の3つの処理プログラムとそれらを支える3種の解析ルールから成る。解析ルールは知識ベース形で計算機ファイル上に保存され、必要に応じてルールの更新や追加を行えるものとする。構文解析については、処理プログラムおよび解析ルールとも、機械翻訳など自然語処理の分野で既に使用されているものを適用する。

### 5.2.1 処理プログラム

本システムにおける処理プログラムの概要を以下に示す。

- (1) 構文解析 (Syntactic Analysis) …入力文の表層構造を解析するもので、文章を構成する単語の品詞に基づき、単語から句、節、文への文章の文法的構造を決定する。
- (2) 意味構造解析 (Semantic Analysis) …この解析では、(1)で得られた結果に基づき、文の主語部、述語部、目的語部、補語部などを同定し、述語部と他の語部との関連づけを行う。事故記述では、述語部に、現象、操作、状態推移などが表わされており、事象シーケンスの抽出に有用な情報が含まれているため、述語部の同定が特に重要となる。
- (3) 意味連鎖解析 (Syntagmatic Analysis) …この解析では、(2)の解析結果を基に、事象間の前後関係や因果関係を解析ルールに従って探索し、文間の相互関係付けを行う。例えば、"before" や "after" など事象の前後関係を表わす単語、"cause" や "result" など因果関係を表わす単語による関係付け等、記述中の表現に基づく連鎖や、事故特有の現象や事象に対する専門的知識に基づく連鎖を決定する。解析の結果、文間の相互関係は、ネットワークの形で表現され、このネットワークを整理して事象シーケンス図が生成される。事象シーケンス図については後述する。

### 5.2.2 解析ルールの概要

本システムの核となる解析ルールの概要を以下に示す。

- (1) 構文解析ルール (Syntactic Rule) …文章を構成する単語の品詞を識別し、単語の並びに応じて、句、節、文の構造を規定するのに用いられる。
- (2) 意味構造解析ルール (Semantic Rule) …このルールは、2種類に大別される。1つは、文の主語部、述語部などを同定し、更には、それらの間の文法上の関係を規定するものである。もう1つは、文の述語部に対し、主語部に相当するものを規定するためのルールで、仮主語を用いた文や主語が省略されている文に対し、主語を決定する。例えば、述語部に "trip" がある場合、その主語の候補として、"pump", "turbine", "reactor" などを提示し、文の前後関係に基づき、主語を決定する。

(3) 意味連鎖ルール (Syntagmatic Rule) …このルールは、文間の関係付けを行うのに用いられ、以下の4つに大別される。

- (a) 照応 (Reference) : 定冠詞や代名詞を識別することにより、既出の対象あるいは事象を導き出す。
- (b) 対応 (Correspondence) : 複数の文の節や句に対し、文章上の表現は異なるが意味的に同一の対象あるいは事象を示す場合に、それらの関係付けを行う。例えば、このルールを用いると、"Safety relief valves failed" と "SRVs failed" は同一事象とみなされる。
- (c) 関連/対比 (Relation/Contrast) : 複数の文の節や句に対し、それらが同義、類似あるいは反意の事象を表わす場合、それらの関係付けを行う。例えば、このルールにより、"reactor trip" と "reactor scram" は類似事象、"high pressure" と "low pressure" とは、反意事象であると判断される。
- (d) 専門的知識 (Expertise) : 複数の文の節や句の間に、表現上は明確な関係がないようであっても、現象や事象に対する専門的知識より、何らかの関連がある場合に、その関係付けを行う。このルールの例として、"ECSS started" と "reactor water level was increased" 等が挙げられる。

上述したような意味連鎖ルールを適用して、文間の関係付けを行い、事象の前後関係や因果関係を規定する。したがって、CESAS システムにおいて、このルールが最も重要となる。しかし、記述文中には、文法上あるいは意味上曖昧な表現が現われる場合があり、このような場合にも各解析の過程で解析者の知見を取り入れることができるよう、CESAS システムでは、対話型方式を採用する予定である。

### 5.2.3 解析ルールについての検討

解析ルールの有用性を確認するために、前節で述べた解析ルールを用いて、実際の事故・故障報告書を対象に、事象の前後関係や因果関係等に関する情報の抽出を行った。その一例を図5に示す。同図のように抽出結果を整理すれば、"reactor water level" の時間的変化が簡単に読み取れる。即ち、対象とした事象において、炉水位は、正常水位から水位低設定点に下がり、さらに15インチ下がった後に回復し、水位高設定点まで達したことが分かる。この例では "reactor water level recovered" と "HPCI/RCIC started" の2つの事象間の関係は、文章上の表現として明記されていないが、上記(3)の意味連鎖ルール(b)を適用することによって、「炉水位の回復は、HPCI/RCICの起動によるものである」という関連を付けることができる。しかし、事例によっては、今回作成した解析ルールでは十分に解析できない場合も考えられるので、今後、事例解析を通して逐次解析ルールを充実させていくことが必要である。



### 5.3 今後の予定

現在、CESAS システムのプロトタイプを作成し、実際の事例に適用することによって、その有効性を確認する作業を進めている。また、解析ルールについては、手作業による事例解析を通じてルールの拡充を図るとともに、事故・故障分析に関する専門知識の導入も進めている。

## 6. おわりに

確率論的安全評価手法の開発および事故故障情報の分析評価の一環として開発・保守を進めているデータベースの概要、開発上の問題点あるいは今後の展望についてまとめた。

### 参考文献

- 1) 及川哲夫他：昭和 61 年年会 C 33 (1986)
- 2) 日本原子力研究所：「国内外の原子力施設における主要な事故故障の調査及び分析(II)」  
(科学技術庁受託報告書) (1983)
- 3) 泉 文男他：昭和 61 年秋の分科分 C 63 (1986)
- 4) Watanabe, N. et al.: "Development of the Computerized Event Sequence Abstracting System", Int. ANS-ENS Top. Mfg. on Thermal Reactor Safety (1986)

表1 OECD/NEAのIRS報告基準

(1) 放射性物質の著しい放出もしくは被曝があったとき
(2) 安全関連系統に重大な劣化があったとき
① 燃料被覆破損があったとき
② 一次冷却材圧力バウンダリー，主蒸気配管もしくは給水配管に支障をきたしたとき
③ 格納容器の機能もしくは健全性が喪失したとき
④ 臨界制御に必要な系統が劣化したとき
⑤ 系統圧力や温度制御に必要な系統が劣化したとき
⑥ 重要な支援システムの機能が喪失したとき
(3) 設計，建設，運転もしくは安全評価に重大な欠陥がみられたとき
(4) 一般性がある重要な問題
(5) 報告事象に基づいて規制当局がとった重要な処置
(6) 安全性上重要な意味を持ちうる事象（ニアミス）
(7) 人災，天災を問わず発生頻度が低い外的事象が何らかの影響を生じたとき
(8) 公衆の著しい関心を招いた事象

表2 PPD（データベース）の作成計画

	60年度	61年度	62年度	63年度
本文	0	35	0/35	6/41
添一～五、七	0	0	0	41
添六	0	0	35	6/41
添八～十	24	11/35	0/35	6/41

(注)  $m/n$  = プラント数 / 累計

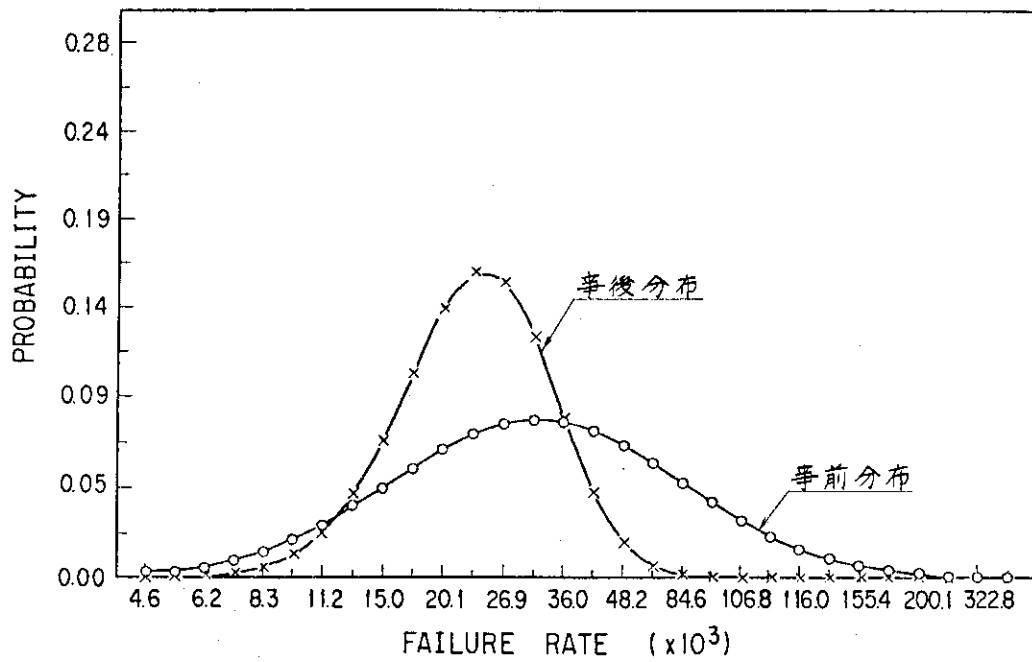


図1 Bayes 処理のサンプルランの結果

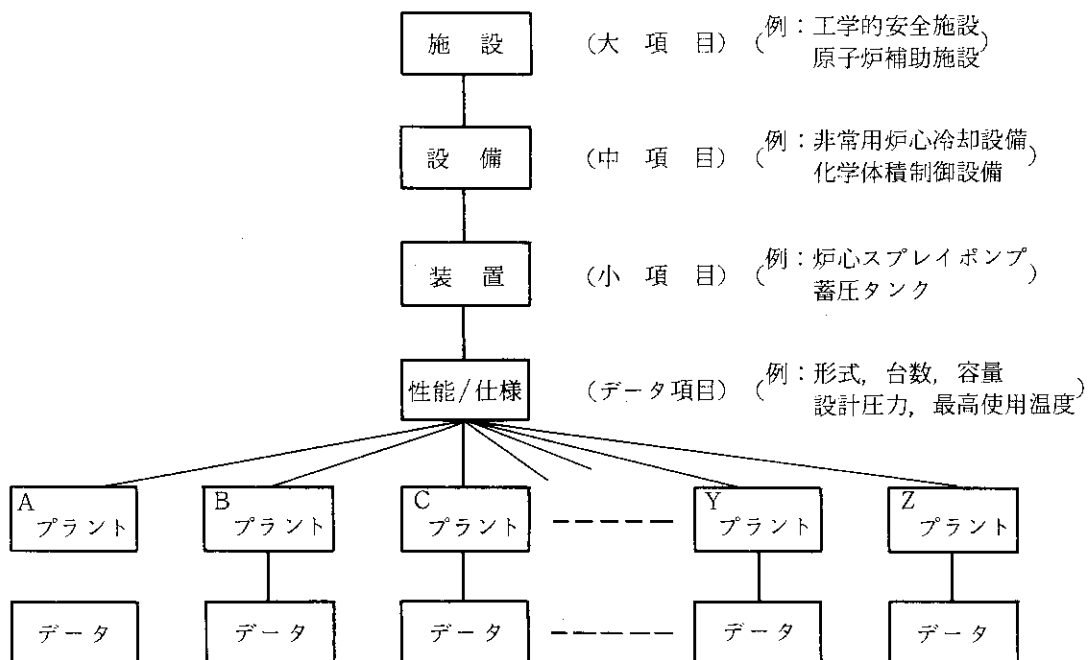


図2 原子炉設置許可申請書8章「安全設計」のデータ構造

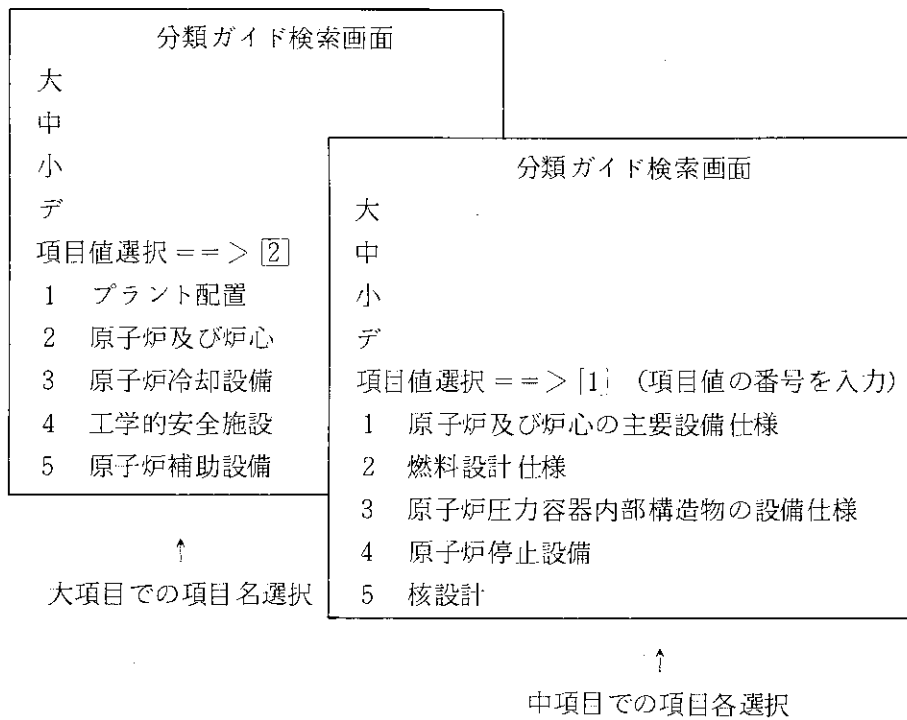


図3 (a)分類ガイド検索表示例

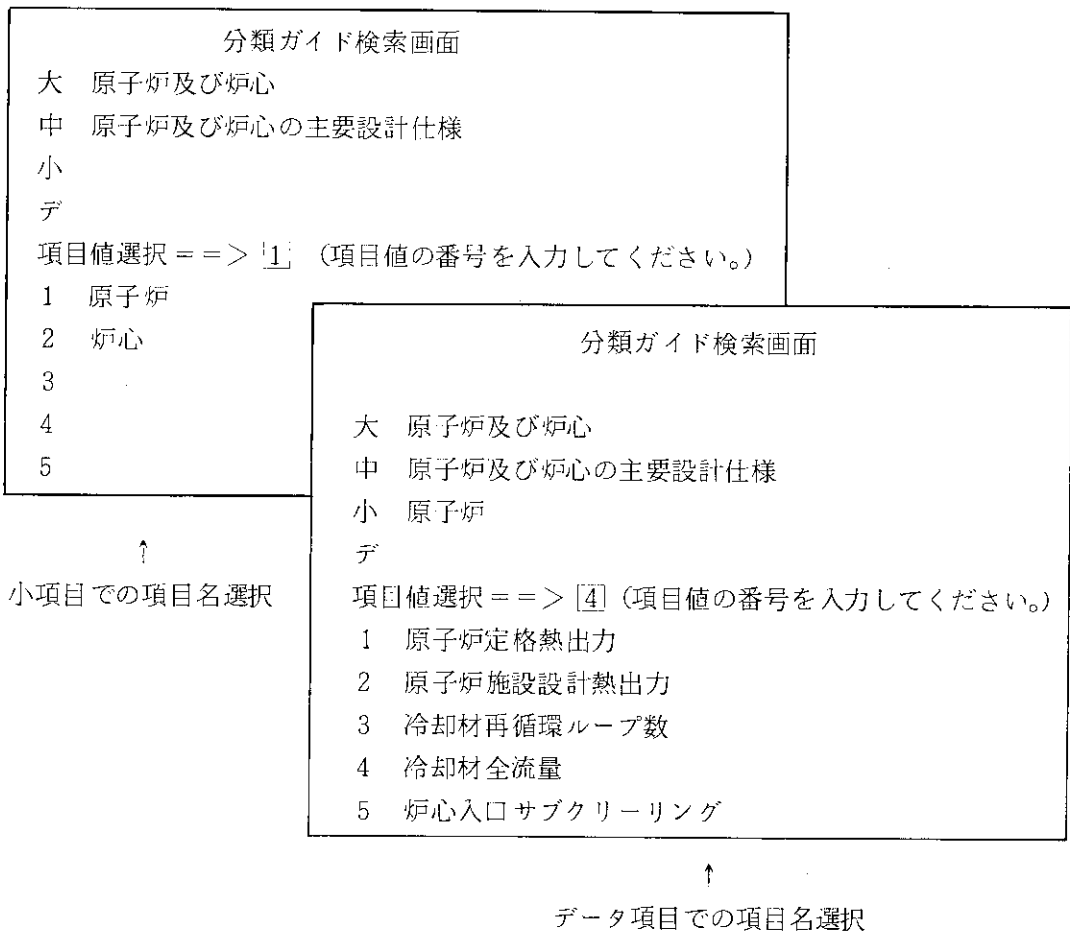
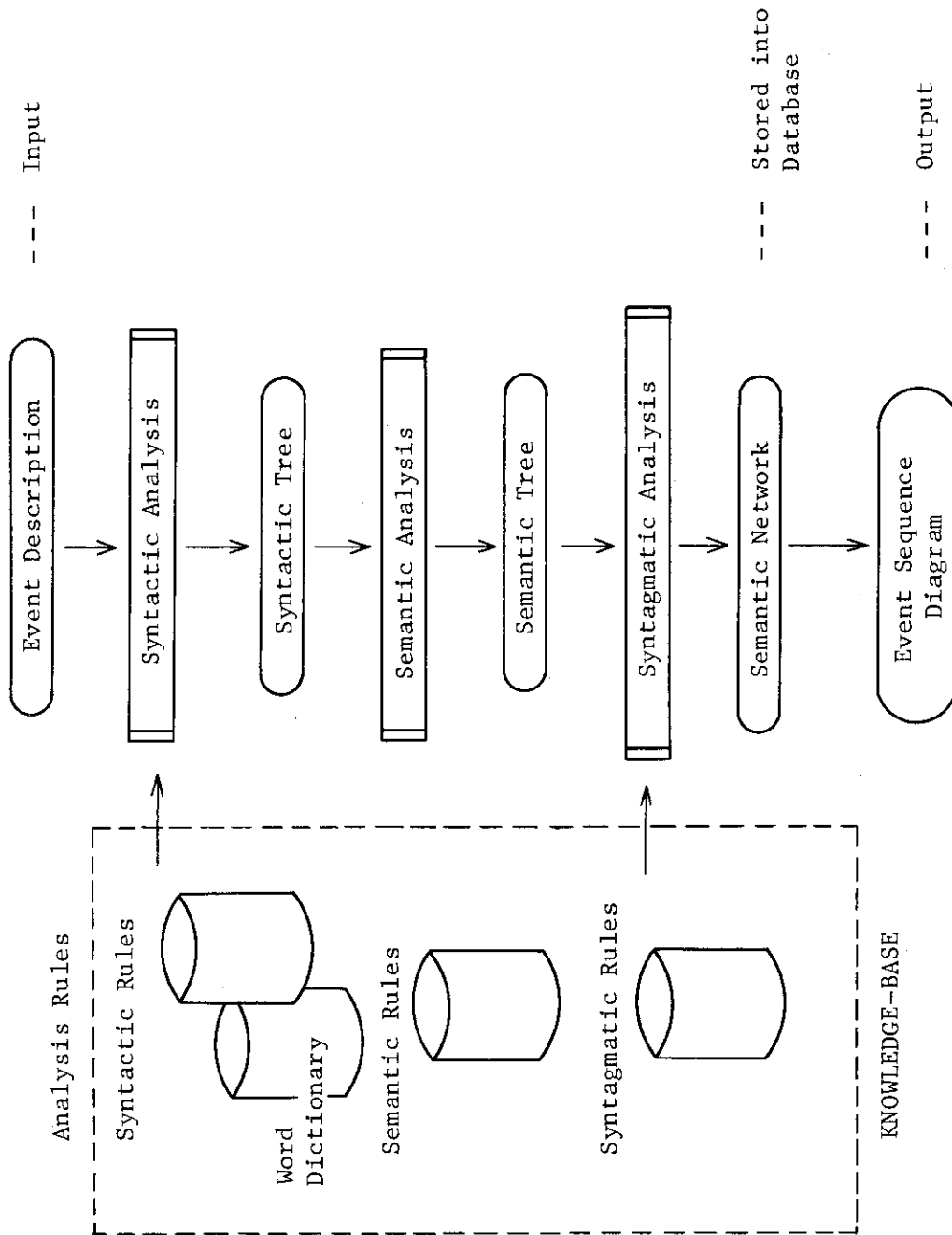


図3 (b)分類ガイド検索表示例

## ・特定プラントデータ表示例

特定プラントデータ表示画面		
大項目	原子炉及び炉心	
中項目	原子炉及び炉心の設備仕様	
小項目	原子炉	
プラント名	東海2号	
データ項目	原子炉定格熱出力	2393. MW
データ項目	原子炉施設設計熱出力	
データ項目	冷却材再循環ループ数	2
データ項目	冷却材全流量	48300. t/h
データ項目	炉心入口サブクーリング	11.2 kcal/kg
データ項目	炉心出口平均蒸気重量率	13.5 wt%
データ項目	原子炉運転圧力(原子力容器ドーム部)	70.7 kg/cm <sup>2</sup> G
PF1 =>前処理, PF2 =>先頭画面, PF3 =>終了, ENTER =>次処理		

図3 (c)分類ガイド検索表示例



ANALYTICAL PROCESS

図4 CESAS システムの基本設計

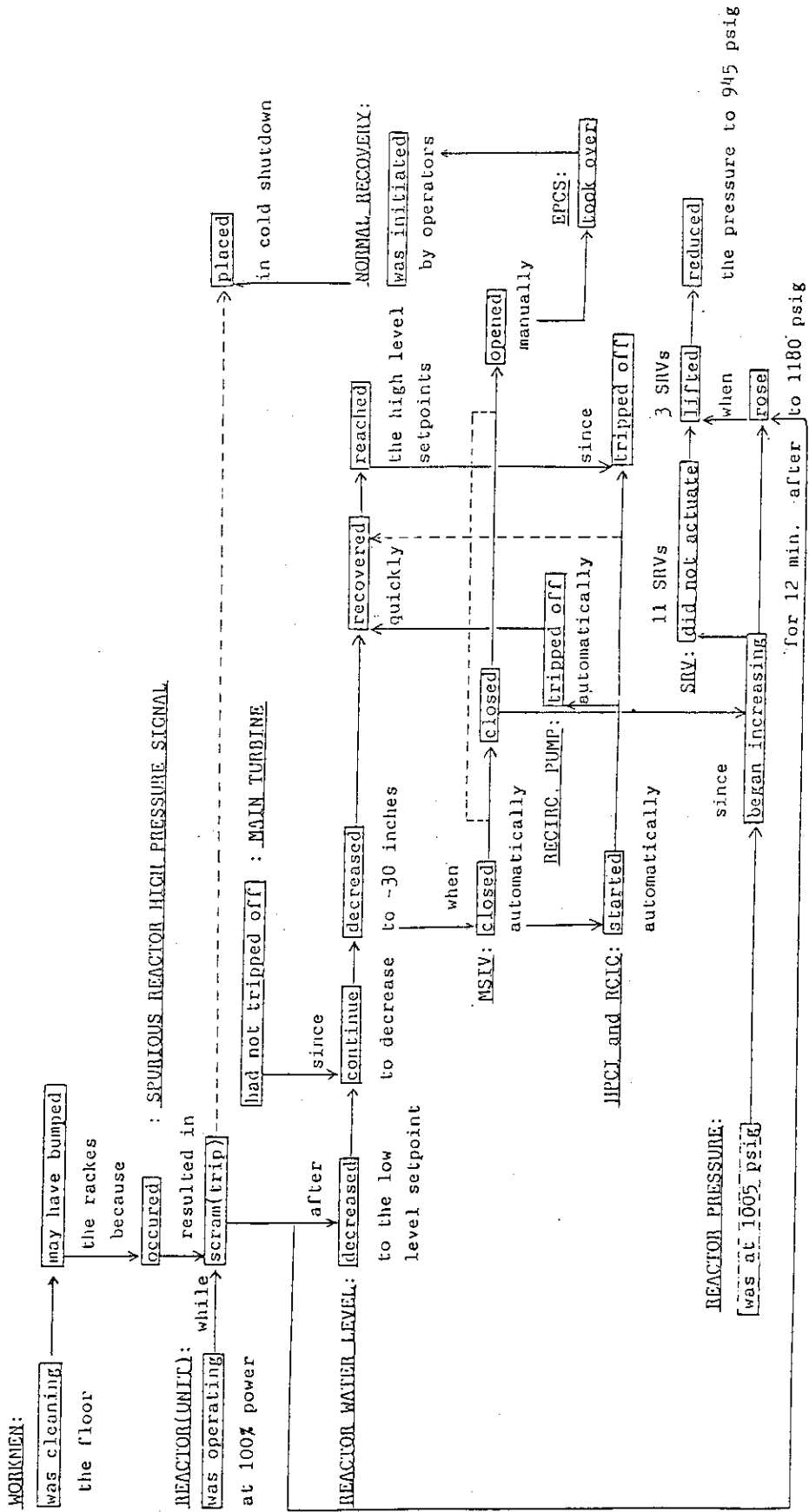


図5 事象シーケンスの例

## 5. 知 識 工 学

### 5.1 原子力用ロボットのソフトウェア開発の課題

篠原 慶 邦

日本原子力研究所

将来の原子力用知能ロボットの制御のためのソフトウェア開発における主要な技術課題について概説している。

複雑な作業をロボットが行えるためには、視覚、聴覚、触覚、近接覚、平衡覚等の感覚機能、対象物の認識、周辺環境の理解等の認知機能、作業計画のような意志決定機能、マニピュレータや移動制御のような制御機能等、ロボットが高度の人工知能を備えることが必要である。そして、これらの統括制御のためには多種多量の信号および情報を高速に処理することが必要である。実時間で動かねばならないロボット制御の計算機プログラムは、ソフトウェア開発の観点から機能的に階層化、分散化された構造が望ましい。また、計算時間の観点から並列処理が必要である。

#### 5.1 Problems in Software Development for Nuclear Robotics

Yoshikuni Shinohara

Japan Atomic Energy Research Institute

Major technical problems in developing softwares for intelligent robots for future nuclear applications are explained briefly.

In order that a robot can perform various kinds of complex works, it must be equipped with a high level of artificial intelligence which includes sensing functions such as visual, auditory, tactile, proximity sensing, cognitive functions such as recognition of objects and understanding of working environment, decision-making functions such as work planning and control functions such as manipulator and locomotion controls. A large amount of various kinds of signals and informations must be processed with a high speed for an integrated control of these functions. It will be desirable that the computer program for controlling a robot which must run in a real-time will have a functionally hierarchical and distributed structure from the view point of software development. Parallel processing will be required from the view point of computation time.



## 1. はじめに

放射線環境下の作業が不可欠な原子力施設における作業員の放射線被曝の低減化は重要な課題であるが、被曝低減化のための根本的手段は作業の遠隔化、自動化であり、複雑な作業に適用できるようにするにはロボット技術を応用して技術の高度化を図ることが必要である。原子力用ロボットと俗称されている種々の装置が現在既に使用されているが、それらの殆どはロボットと呼ぶにはいささか抵抗を感じるような単純で単機能の装置である。人間が現在直接手で行わざるを得ないような複雑な作業を機械に代行させるには、機械に高度の人工知能を備え、多機能化することが必要である。

勿論、理想的な知能作業ロボットの開発が一挙にできるわけではない。原子力分野のロボット技術は遠隔操作技術と自動化技術を母体として発展中であり、ロボットの自律的機能のレベルを順次高度化して行くことにより、次第に知能作業ロボットへと進化させて行くことが必要である。以下では、将来の原子力施設用知能作業ロボットを想定し、その制御のための主な技術的要素とソフトウェア開発の課題について概念的に説明する。

## 2. 原子力用ロボットについて

### 1) 特殊性

原子力用ロボットとは何かと問われると、明確な定義が存在していないから答えに窮するが、理想的には原子力施設内の放射線環境下での各種の作業に適用可能な作業ロボットであると言うのが最も適当な答えであろう。では、一般の生産工場等で使用されている現在の産業用ロボットに耐放射線性さえもたせれば原子力用ロボットとしてそのまま使えるかといえば、非常に限られた定形的作業には利用できるが、例えば点検保守作業のような高度の作業には構造的にも機能的にも使えるものではない。

多くの原子力施設の放射線環境下で現在人手によって行っているような作業を人間に代って遂行できる知能作業ロボットは未だ開発されていない。それゆえ、今後の原子力用ロボットの開発に当たっては、単にロボットの耐放射線性ハードウェアだけでなく、原子力施設の放射線環境下での複雑な諸作業を臨機応変に遂行するに十分な高度の作業機能を実現するための制御ソフトウェアの研究開発が同様に不可欠である。

生産工場等で使用されている現在の一般産業用ロボットと比べて、原子炉等の点検、修理などの作業に適用する原子力用ロボットの特殊性を示す幾つかの特徴を挙げれば下記のようになる。

<u>原子力施設内の作業条件等</u>	<u>要求される機能、性能等</u>
作業環境：高レベル放射線……………	耐放射線性
：放射能汚染……………	除染性、保守性
作業対象：固定位置……………	移動機能
：複雑形状……………	形状適合性
作業内容：不定形、非反復的……………	自律制御機能

遠隔操縦式移動型  
知能作業ロボット  
の開発が必要

：安全性の要求……………高信頼性

## 2) 基本的機能

作業ロボットは人間と形態的、機能的に同じであることは必ずしも必要でないが、現在人間が行っている種々の作業に汎用的に利用できるような多機能知能作業ロボットを考えるには、人間の場合に対比して考えるのが最も考えやすい。

知能作業ロボットの制御のための基本的な機能要素は下記の通りである。

- ・感知機能 (sensing)
- ・認識機能 (cognition)
- ・計画機能 (planning)
- ・駆動機能 (actuation)

これらのうち感知機能と駆動機能は如何なる機械制御システムにも備えられている基本的機能であり、認識機能および計画機能は作業ロボットを知能化するために必要となるより高度な知的機能である。

感知機能はロボットがそれ自体と外界についての情報を得るための機能である。認識機能はセンサ信号と予め与えられた知識とに基づいてロボットがそれ自体と外界の状況認識を行う機能である。計画機能は与えられた作業命令と作業環境等の状況認識に基づいて作業手順や行動を計画する機能である。駆動機能は、策定された計画を実行するためにロボットの移動やハンドリング等のために各アクチュエータを駆動する機能である。

広義のロボット制御は所要の作業を遂行するためにこれらの機能を統合し、制御することである。

## 3) 基本的ハードウェア

移動型作業ロボットの制御に必要なハードウェアの基本的なサブシステムは下記のものがある。

### ① センサ・サブシステム

- ：外界（視覚，聴覚，触覚，近接覚等，ロボットの外部状況を知るためのセンサ）
- ：内界（マニピュレータ関節角度，回転速度，姿勢等，ロボット内部状態を知るためのセンサ）

### ② アクチュエータ・サブシステム

- ：マニピュレータ，エンドエフェクタ，移動機構など，ロボットを動かすための駆動機構

### ③ 制御サブシステム

- ：計算機，信号増幅器，信号変換器等を含む
  - ・行動制御（センサ信号，知識情報，人間による指令に基づく環境認識，作業計画，行動決定などの制御）
  - ・環境制御（ロボット自体の内部温度，その他の内部環境条件の制御）

### ④ 通信サブシステム

- ：制御サブシステムを中心に各サブシステム間の情報の伝送。人間とロボットとの間のマン・マシン・インターフェースも含む。

⑤ 動力サブシステム

：ロボット全体の行動を維持するための動力サブシステム。

3. ロボット制御のための情報処理

知能作業ロボットの制御のためには、前述の基本的機能およびハードウェアに対応して、信号の入力処理、作業対象物等についての認識、作業手順や行動の計画、駆動信号の決定や出力処理など、一般の技術計算のソフトウェアとはかなり異なる種類の処理内容をもつソフトウェアが必要である。

1) 信号の入力処理

ロボットが作業を行うには、それ自体の状態と共に作業対象物や環境等についての情報を得なければならない。そのためにはロボットの各種の内界センサ及び外界センサからの信号（通常は電圧または電流）を取入れ、それらを角度、力、温度といった物理量として解釈できるように変換することが必要である。

現在のロボット技術で用いられている感覚センサのうちで特に情報量が多いものは視覚センサ（テレビの場合で信号周波数帯域は数MHz）と聴覚センサ（電話程度で信号周波数帯域は数kHz）であり、触覚その他のセンサからの情報量は現在のロボットでは少ない。

2) 対象物等の認識

前述の信号の感知だけではロボットが作業対象物の形状や障害物の位置など周囲環境の状況を認識することはできない。例えば、視覚センサ信号による対象物認識のためには、

- ・視覚センサ信号に基づく輪郭線その他の特徴抽出
- ・知識としてあらかじめ与えた対象物の特徴パターンとの照合

が必要である。

3角形の図形の場合を例にとれば、平面上の3角形は頂点、直線、多角形といった基本的概念要素で特徴づけることができ、認識のための情報処理はそれぞれの要素レベルに対応して階層構造的に行うのが都合がよい。

視覚や聴覚センサからの膨大な量の信号の実時間処理は現在の直列処理方式の計算機では不可能であり、並列処理方式の採用が必要である。例えば、1000×1000点の画面の場合、最も単純な白黒2値の画像処理においても1静止画面当たり1Mビットのデータに対する計算処理が必要である。

このように膨大な量の視覚情報処理では、輪郭線抽出その他の基本的な前処理用に言わばファームウェア化された特殊なマルチプロセッサ方式の並列処理計算機が開発されており、高速処理ができるようになっている。しかし、さらに多量の視覚情報の高速処理を必要とする動画認識のような技術の実用化はまだまだ今後の課題である。

3) 作業手順等の計画

一般に、ロボットが高度の作業を行うには、

- ・人間が与える作業命令
- ・作業の実行のために必要な関連知識（対象物、作業環境等）

に基づいて行動を決定することが必要である。

例えば「A点からB点に移動せよ」という命令を与えられた場合、その命令だけでは具体的な行動計画を決定することはできず、他に例えば地理情報が必要である。このように、大まかな作業命令が与えられただけでロボットが具体的な行動計画を定めて実行できるためには、作業命令以外に関連する他の知識情報をロボットがもっていなければならないが、そのような知識はロボットにあらかじめ教え込むことができる場合とそうでない場合とがある。今の例でA点とB点の間に障害物がある場合、それが固定していて不動であればあらかじめそれを地理情報として与えておくことができるが、障害物が移動する場合にはロボット自身が視覚センサや距離センサなどを用いてそれを認識しながら行動を決定しなければならない。

このような作業計画の決定のためには例えば1階述語論理を用いた問題解決法、数理計画法やヒューリスティック法のような最適化手法を含む意志決定のための情報処理方法等が研究されている。

#### 4) 駆動信号の決定, 出力処理

決定された作業計画を実行に移すには、ロボットの移動機構やマニピュレータに必要な動きを与えるために各部のアクチュエータを駆動しなければならない。そのためには、

- 作業計画に基づく各アクチュエータに対する目標値の設定
- 目標値を実現するための局所的制御

例えば電動マニピュレータではアクチュエータとしての電動モータの電流を時々刻々変化させることになるが、それらを要求される精度や速度をもって実現するためには一般に局所的制御系により制御される。

多くのマニピュレータは動特性の周波数帯域が10数 Hz であり、制御周期は数 msec の以内であることが必要である。このように短い制御周期で多関節マニピュレータの各関節の駆動制御をマニピュレータの軌道計算その他とともに1台の計算機で実行することは現在の計算機ではかなり困難であるため、各関節毎に専用の局所的制御系を設けることが望ましい。

## 4. ロボット用ソフトウェア

### 1) 基本的特徴

ロボット制御のソフトウェアはロボットの知能の役割をもち、ハードウェアと密接に関係してロボットを広い意味で制御するためのものである。したがって、その開発もハードウェアと密着して行わなければならない。知能作業ロボットの制御ソフトウェアの基本的特徴は、

- 実時間処理能力
- 分散・階層構造

とにあると言うことができる。

#### ① 実時間処理能力

一般的に、制御ソフトウェアの構成は制御システムのハードウェアの構成と密接に関係するため、通常の技術計算のソフトウェアとは要求される条件や構造が大きく異なっている。

そしてロボット制御ソフトウェアはセンサ信号の処理から駆動信号の決定、発信まで種々の形の情報処理を含んでおり、かつ実時間性、すなわち制御対象に要求される動特性を実現するために必要な制御周期でそれらを実行できることが必要である。

ロボット制御は原子炉におけるプロセス制御と比較するとかなり短い制御周期が要求され、例えば原子炉の通常運転時の出力制御等のプロセス制御では制御周期は1秒程度で良いのに対して、1 m/sec 程度以上の先端最高速度をもつロボット・マニピュレータの制御では10 sec 程度以上の制御周期が必要である。このような制御周期で例えば7関節マニピュレータの軌道計算と各軸の駆動制御だけでも直列演算方式で処理することは現在のミニコンピュータではかなり困難であり、これ以外の多くの情報処理を行うには並列処理方式を用いなければ実時間処理はできない。

## ② 分散・階層構造

前述のように、知能作業ロボット制御のためのソフトウェアはロボットの各種ハードウェアに対応し、かつそれらの機能レベルに対応した形で開発するのが自然であり、能率的である。すなわち、信号の入力処理や出力処理のような下位レベルの処理は各ハードウェアに対応して分散した形で個別的に開発し、機能レベルが高くなるにしたがってそれらを統括して行く階層構造が合理的である。このような構造はマルチプロセッサ方式による並列処理に向いており、ソフトウェア開発の作業能率の観点だけでなく情報処理の高速化の観点からも都合がよい。

## 2) ロボット制御言語

ロボットの制御プログラムに使用される言語は、単純な機能しかもたない産業用ロボットではアセンブラ言語が多いが、機能が複雑になるにつれて例えばPASCALのような高級言語が使用されている。また、ロボット制御に最近よく利用される言語としては例えばアセンブラ・レベルの機能からフォートラン・レベルの機能を備え、入出力制御プログラムが書きやすいC言語がある。さらに、記号処理も必要であるためLISPのような言語も使用されている。

しかし、ロボットの制御を作業に必要な動作や作業の内容により直接的に対応した形の命令語でプログラムが書けることが望ましく、いわゆるロボット言語と呼ばれるプログラム言語の研究開発が行われている。

作業ロボットが作業を遂行するために人間がどのレベルの指令を与えることが必要であるかは、ロボットの知能レベルによる。知能レベルが低ければロボットの各部の動作を一々人間が手取り足取り指示しなければならないが、知能レベルが高くなるにしたがって人間は大まかな指令を与えるだけですむようになる。

例としてマニピュレータの先端をA点からB点まで動かすことを考えると、ホットラボなどで使用されている通常の遠隔操作式マニピュレータでは、人間がマニピュレータの動きを人間が監視しながら、その各軸を押ボタン操作で少しずつ駆動するかマスター・アームを操作して各軸を同時に動かす。一方、ロボット言語を用いて制御できるロボット・マニピュレータの場合は、マニピュレータの先端をA点からB点まで例えば直線的に動かす命令を一個の命令語で与えることができる。

ロボット言語はロボット制御の機能的レベルに応じて開発が進められており、いろいろなレ

ベルに分けて論じられているが、ここでは、動作レベル、対象レベル及び作業レベルの3つのレベルに大別して述べる。

### ① 動作レベル

動作レベルの言語はロボット言語としても最も下位のもので、ロボットを主体として基本的動作を記述するものであり、これをさらに下位のものからコマンド・レベル、原始動作レベル、構造的動作レベルに分けて考えることもできる。

動作レベルの言語はマニピュレータ制御の場合について説明すれば、その先端をA点からB点へ動かすといった命令を例えばMOVE (A, B)のように1語または1行の命令で記述できるような言語であり、命令は作業対象物の状態とは無関係に実行される。

多関節マニピュレータを動かすには最終的には、各軸の電動モータの電流を時々刻々所要の値にすることが必要であるが、マニピュレータの先端位置を指定された軌道にそって動かすように各関節の動きを決めるための制御プログラムを例えばフォートラン・レベルの言語で書いたとすると数百行の長いプログラムになり、アセンブラで書くと数千行の極めて長大なプログラムとなる。したがって、これを1行の命令で書き表わすことができるとロボット制御プログラムの開発が非常に能率的に行えることになる。

現在一部の産業用ロボットで実用になっているロボット言語はこのレベルの言語であり、例えばStanford 大学が開発したAL,それを産業用ロボットに実用化したVAL等がある。

### ② 対象レベル

対象レベルの言語は、ロボット主体の動作よりも作業対象物に加える状態変化を主体にロボットの動作を制御するもので、例えば「ハンドルを回せ」というような作業命令をそれぞれ1語または1行で記述する言語である。このためにはロボットが現在位置からハンドルを握れる位置に移動し、それを掴んで回すといった基本動作の組み合わせが必要である。したがって、対象レベルの言語は基本的には動作レベルの言語を組み合わせる実行することができるが、その組み合わせのために作業対象物の位置、形などの知識情報を利用することが必要である。

対象レベル言語の例としてはIBMのWatson 研究所が開発しているAUTOPASSやMITのAI 研究所が開発しているLAMAがあるが、まだ十分に完成されたものでない。

### ③ 作業レベル

作業レベルの言語は、最も高いレベルの理想的な言語で、例えば部品を与えてモータを組み立てる作業のように一連の動作を必要とする1つの作業単位を1語または1行の命令で記述できるような言語である。このためには作業対象物である部品の位置、形状はもとより、最終目標であるモータについての知識などの情報とともに作業手順の計画といった問題解決も行える機能が必要である。

このレベルの言語はまだ概念的な研究段階にしかないが、より自然言語に近いと便利であり、自然言語理解能力を備える方向で開発されるのが望ましい。

## 3) ロボット制御ソフトウェア開発の課題

知能作業ロボットの制御ソフトウェアの開発はロボット言語の開発という問題で代表され、それを中心に研究開発が行われているが、実用化の観点から今後とも大きな努力を払うべき2,3の課題を述べる。

① マン・ロボット・インターフェース

原子力施設における不特定作業をロボットに行わせる場合、人間がロボットに対して色々な指示を与えなければならないが、それが能率的かつ安全に行えるためには、数値、記号、音声、画像、自然言語等を交えた人間とロボットの間コミュニケーションに関して、そのインターフェースに相当な工夫を要し、そのためのハードウェアとソフトウェアの研究も重要である。

② 知識の表現、獲得、管理

知能作業ロボットをできるだけ簡単な命令で制御できるようにするには、相当膨大な知識情報を与えて「教育」しておかなければならない。しかし、知識情報は固定したものでなく、例えば作業対象物をロボットが移動すれば、その位置についての知識は自動的に更新できなければならない。知識を如何なる形で表現すべきか、膨大な量の知識を如何にして獲得、管理するのが能率的かについて十分な研究が必要である。

③ 標準化

現在実用されているロボット言語は動作指示レベルの言語であることは既に述べたが、それらの殆どのものはそれぞれ特定のロボット・マニピュレータ用に作ったものであり、統一されていない。このことはユーザにとって不便であるばかりでなく、メーカーにとっても無駄な労力を払っていることである。標準化することによりソフトウェア開発、保守、移植等の点で効率が向上することが期待できる。このような観点から現在国際的にもロボット言語の標準化の問題が検討されつつある。

しかし、ロボットの制御ソフトウェアがハードウェアと密接に関係しているため、かなりの程度までハードウェアからの独立性が必要なソフトウェアの標準化にはかなり困難な問題がある。

## 5. おわりに

以上に述べたように、ロボット技術はハードウェアとソフトウェアが密接に関係する技術であるが、特に知能作業ロボットでは制御ソフトウェアの開発が重要である。現在種々のロボットの分野において知能ロボット化を目指した研究開発が進められており、それらの研究成果は勿論大いに利用できるであろうが、既に述べたように、現在の原子力施設で実用されているロボットには知能作業ロボットと言えるものは未だない。今後原子力施設用ロボット技術開発においても作業ロボットの知能化のためにソフトウェアの開発に大きな努力を注ぐことが必要である。

一方、知能作業ロボット技術の典型であり、そのソフトウェア技術は原子力分野において単に原子力施設用ロボット技術開発のためだけでなく、知識情報処理を新しい技術開発のために応用することが可能である。

参考文献

1. 新井, 「ロボット言語」, 計測と制御, 第21巻, 第12号, 14-19頁 (1982)
2. 「特集」ロボット言語, 日本ロボット学会誌, 第2巻, 第2号 (1984)
3. 中野, 他, 「ロボット工学応用技術」, 養賢堂 (1985)



## 5.2 原子力分野での研究事例

小林康弘，木口高志，木下光夫，  
丹治順一，満田 透，和田 裕  
日立製作所エネルギー研究所  
元田 浩，福西宏有  
日立製作所基礎研究所  
好永俊昭  
日立製作所日立工場

知識工学を適用した研究事例として，プラントの異常診断や運転操作のガイダンスに関する例，および，プラントの配管ルーチングCAD (Computer - Aided Design) に関する例を紹介する。

前者の事例では，システムの動的挙動を評価・予測するための数値処理と推論のための記号処理を融合し，知識情報の表現の構造化により推論を高速化し，動的システムの制御・運用に関する基本技術を開発した。原子力発電プラントを対象に，これに基づくシステムについてシミュレーション試験により基本性能を評価し，異常診断や運転操作のガイダンスに有効であることを確認した。

後者の事例では，専門技術者が使っている設計基準・ノウハウに基づいて，配管経路の設計条件を導き出す推論と，与えられた条件のもとで最適な配管経路を自動的に決定するアルゴリズムを結合し，知識工学応用最適設計に関する基本技術を開発した。これに基づくルーチング手法を，原子力発電プラントのタービン建屋に試験的に適用し，手法の有効性を確認した。

## 5.2 Application of Knowledge Engineering to Nuclear Engineering

Yasuhiro Kobayashi, Takashi Kiguchi, Mitsuo Kinoshita,  
Junichi Tanji, Tooru Mitsuta, Hiroshi Wada (ERL)  
Hiroshi Motoda, Hiroari Fukunishi (BRL)  
and Toshiaki Yoshinaga (HF)  
Hitachi, Ltd.

This paper introduces two case studies on the application of the knowledge engineering to nuclear engineering ; the diagnosis and guidance in nuclear reactor control and operation, and the computer-aided pipe route planning in nuclear plant design.

In the former study, a knowledge-based approach to the control and operation of dynamical systems has been developed with emphases on the fusion between the numerical computation for predicting the behavior of dynamical systems and the symbolic computation for inference, and the improvement in the inference efficiency with structured knowledge representation. The proposed approach is applied to a nuclear power plant and evaluated through the simulation tests. It is confirmed from the result that the function realized by this approach is useful in the diagnosis and guidance.

In the latter study, a knowledge-based optimum design approach has been developed by coupling the inference process for deducing the design specification of a plant pipe route to be satisfied from experts' knowledge of design criteria and know-how and the optimization process for automatically determining the pipe route satisfying the obtained specification. This approach is tentatively applied to the turbine building section of a nuclear power plant and the result suggests that this approach is viable for the improvement in design efficiency and quality.

## 1. 知識工学の原子炉への応用

### 1.1 緒言

一般に、大規模プラントの異常診断や運転制御では、プラントで測定される種々の観測量やアラームの生起状態などからプラント状態の特徴を大局的に把握し、その状態に対応した適切な判断・操作を実施することが重要である。これらは従来、経験を積んだ技術者や運転員の知的活動の一部として実現されていたが、人工知能の研究成果として開発された知識工学の技術を応用すれば、計算機化できる部分もあると期待される。特に、このような技術が医療診断に有効であることが示されて以来、工学システムへの応用研究が急増している。

本論文では、知識工学を応用したプラント診断、制御の新しい技術を開発し、原子力発電プラントの運転ガイダンスや自動制御を対象にシミュレーション試験により評価した結果を報告する。

### 1.2 知識工学の適用に期待される効果

知識工学は、専門家が問題解決に当たって使用する知識を計算機に与え、その知識を使い推論によって問題を解決する技術である。従来の方が処理手順のアルゴリズムをプログラム化（数値処理）するのに対し、問題を解くために知っていなければならないこと（知識）と、推論処理を行う部分（記号処理）とを独立させたところに特徴がある。したがって、状況に応じて適切な知識が使用される、いわゆる事象駆動的な処理となる。

このような特徴をもつ知識工学を、プラントの診断や制御に適用することにより以下の効果が期待できる。

- (1) 熟練運転員の経験的知識を活用できる。特に、定性的、断片的かつ数値では表現しにくい知識を併用し、問題の解決を図ることができる。
- (2) 知識は一つのまとまった表現形式で記述され、それ自体が完結しているので、追加・修正により、システムとしての機能を向上できる。
- (3) 知識を入力することが、従来のプログラム開発に相当するので、ソフトウェアの開発工数を低減できる。
- (4) 推論プロセスを表現することにより、発生している現象に対する技術者、運転員の理解を助け、判断をより確実なものにすることができる。

### 1.3 運転ガイダンスシステム

#### 1.3.1 システムの構成

運転ガイダンスの目的は、運転中に異常が発生した場合に、その原因は何か、どのような対応処置をとればよいのかを判断するのに有効な情報を提供することである。原因の同定が診断であり、対応処置の提示がガイドである。

一般に、診断は異常兆候の検知によって開始され、図1に示す三つのステップで進められる（第3ステップ「テスト生成、評価」は、第2ステップ「原因候補の絞り込み」で原因が同定できなかった場合だけ必要）。運転員は、最初に、過去の経験や理論的考察から既に得られている「もし～であれば、～に違いない」といった形の原因・結果の因果関係に関する知識（因果知識）

を使った診断を試みる。これで結論が出せない場合は、プラントの構造や特性など機能に関する知識（機能知識）を使って、例えば、「このようなテストを実施すれば、二つのうちどちらが本当に異常かが理論的に分かるはずである」というような結論を引き出す。

このように、診断には一般に2種類の知識が用いられるが、前者の知識に関してはプロダクションシステムで用いられる前向き推論を、後者の知識に関しては述語論理に基づく導出原理による知識の演えき生成を利用できる。

原因が同定されれば、対応する操作は一義的に決まることが多いので、ガイド用の知識を因果知識と同じ形のルールで与え、プラント動特性シミュレータで将来の状態を予測しながら、前向き推論で次々にガイドを提示できる。

このような運転ガイダンスシステムでは、(1)プラントの状態が時間的に変化するため、時間依存性を適切に表現できなければならず、(2)オンライン処理可能な高速推論が要求され、(3)数値シミュレーション用の言語（例えばFORTRAN）と記号処理用の言語（例えばLISP）を併用して使う必要がある。

これらの要求を満たすように開発したプラント運転ガイダンスシステムの基本構成を図2に示す。このシステムの基本となる知識ベースには、プラント運転のエキスパートから抽出した2種類の知識（因果知識と機能知識）のほかに、プラントから周期的に取り込まれるプロセスデータも格納する。推論機構は、これらの知識を用いて、診断やガイドに必要な前向き推論、導出などの処理をオンラインで実施し、結果は運転員に表示される。運転員は必要に応じて推論結果の根拠などを問い合わせることもできる。

一般に、推論処理の基本操作は、知識の探索、照合であり、オンラインシステム用の高速推論を実現するためには、これらを高速に実施する必要がある。そのため、ここで用いた知識ベースでは、知識をフレームで表現して格納する方式を採用している。フレームとは、対象とする事物に関する構造化された知識表現の手段である。例えば、あるシステムを表現する場合、そのシステムを構成するある一つの機器に対して、その種類、入出力ポートなどの属性を指定し、その属性の値として他の機器（すなわち他のフレーム）の属性との関係を指定する。このように、直接、機器（あるいは構造）間の接続関係が表現されているため、検索が容易となり、高速推論が可能となる。

記号処理と数値処理の融合に関しては、共有メモリ管理機構とダイナミックリンク機構を導入した。この結果、図3に示すように、推論中にプロセスデータを取り込んだり、結果を表示したりするような非同期処理と、推論中にシミュレータを呼ぶような同期処理を可能とした。

### 1.3.2 シミュレーション結果の例

図4に、対象とした沸騰水型原子力発電プラントの主要系統、及び想定した異常事象である故障機器を示す。圧力容器に内蔵される炉心で冷却水が加熱され蒸気となり、タービン・発電機で発電後、復水器で冷却されHPCP, LPCP（復水ポンプ）により加圧される。加圧された冷却水はRFP（給水ポンプ）で再び炉心に送り込まれる。同図中左側の諸系統は、異常・事故時の炉心冷却系統で、通常は待機状態にある。なお、本研究では、実際のプラントの代わりに動特性シミュレータを用いてプラントの異常事象を模擬し、前節で述べた運転ガイダンスシステムの動

作を評価した。

用いた知識の例として（もし～ならば～である）型のルール表現した因果知識を図5に示す。ここで、確信度は各ルールの確からしさを表わす指標であり、ルールの成立が全く不確かな0から、確実な1.0の間の数値をとる。

図5に示した二つのルールについて、計算機に入力する場合の表現例を、図6に示す。ここで、ルールは、

(if (条件部) (結論部)) (CF 確信度)

の構成で表現されており、更に、(条件部)、(結論部)は、andでつながれた複数の命題などから成り立っている。また、特にandは時間の持続を、ANOMは異常信号を、outputは出力(状態)を、inportは入力(状態)を意味している。実際には、このようなルールは、入力されると直ちに、高速推論処理に適合したフレーム構造に変換されて、知識ベースに格納されることになる<sup>1)</sup>。

機能知識の例は、後に説明する図9に示している。機能知識も、同じくフレーム構造で知識ベースに格納される。

異常事象のケース(A)は、「LPCP (低圧復水ポンプ) 停止 (故障)」のため炉心への給水が停止し、原子炉が緊急停止 (スクラム) された場合であり、更にHPCS (高圧炉心スプレー系) も故障した状態を想定したものである。<sup>2)</sup>

この診断には、因果知識を用いた。図5に例示したルール1 (高圧復水ポンプ関連の診断用ルール) などの知識を用いて異常原因を同定し、シミュレータで予測しながら必要なガイドを提示する。図7に、原子炉冷温停止を目的としたガイダンス結果を示す。起因事象が「LPCP停止」であり、引き続き自動起動すべきHPCSが故障のため起動していないことを診断し、約6時間先までの運転法を提示している。このような推論プロセスを、使用したルールも含めて運転員に示せば、運転員の最終判断をより確実なものにできる。

ケース(B)は、電源喪失により復水ポンプLPCP, HPCP, 及びPLR (再循環ポンプ) が停止し、原子炉がスクラムされた場合である。シミュレーションの結果を、図8に示す。このケースでは、更に、SRV (逃し安全弁) の弁開閉信号があった場合を想定した。すなわち、時刻②で、実際にはSRV 6弁開であるものを、4弁開としてプロセス信号を入力した。

本ケースでも、ケース(A)と同様に因果知識を用いた。診断結果は、まず時刻①で、この異常の起因事象が「電源喪失」あることを示している。引き続き時刻②では、入力されたSRV開閉データ (4弁開)、炉圧などのプロセス信号の変化を、知識ベースの「知識」、特に動特性シミュレータのシミュレーション結果からは説明できず、結論を断定していない。すなわち、SRV開閉データ (4弁開) からは、炉圧の変化 (実際には6弁開に対応した炉圧の変化) を説明できず、「炉圧変化が異常」と出力している。更に、このような場合に対応した因果知識に基づき、その原因が誤信号あるいは更に他の原因である可能性も示唆している。

このように、知識工学的方式では、知識ベースの「知識」ではプラントの挙動を説明できない場合は、何が説明できないか、何をチェックすべきかを示唆することにより、人間の判断を促すことになる。

ケース(C)は、運転中に水位計が故障し、給水制御系を介して異常が伝搬して、全く別の場所で

最初に異常が検知された場合を想定したものである。この例では、最初に異常が検知された直後には、既に多くの信号が異常値を示しており、一見、プラントは非常に複雑な挙動を示しているように見える。<sup>3)</sup>

この診断には、機能知識を用いた。図9に、知識の例とともに診断結果を示す。同図に示すように、「蒸気は原子炉からタービンに流入する。」「S<sub>1</sub>は水位計である。」といった知識だけを用いるため、推論によって診断に直接役立つ知識を生成する必要があるが、導出原理を用いることにより、以下のように診断が可能である。異常が最初に検知されたタービン駆動の給水ポンプの出口流量計S<sub>3</sub>に関連する機器を選択し、シミュレーションによってそれらを絞り込む。この場合は異常原因を絞り込めないため、最終的に、「給水制御器への入力信号を与える計器の一つである水位計を、S<sub>1</sub>からS<sub>2</sub>に切り換えて異常が観測されなかったらS<sub>1</sub>が異常である。」との指示を出す。この例では、テストの結果、S<sub>1</sub>が異常であると結論され、切換え操作自体が正しい処置法になる。

機能知識を用いた診断では、あらかじめ異常を想定して準備する因果知識を必要としない。したがって、因果知識による診断よりも計算処理量は増すが、対応できる範囲は広いと言える。以上の結果、2章に述べた一般的な特徴のほかに、特に本システムの特徴を次のようにまとめることができる。

- (1) 知識を適切に記憶しておけば、その範囲内で、複数の異常事象（故障）をその発生時刻順に検出できる。
- (2) 更に、将来のプラント状態を予測し、その結果に基づき、あらかじめ運転操作法を提示できる。
- (3) 知識ベースの知識で説明できない現象に対しては、何が説明できないかを提示することにより、人間の判断を促すことができる。

上記結果のうち、特に(3)は、知識工学を応用した運転ガイダンスシステムの特徴の一つとして重要である。本来、このようなシステムが対象とすべき事象は、必ずしもルーチンの対応手順が決まっているものだけではない。したがって、異常原因や運転操作法を一義的に特定できない場合もありうる。このような場合にも、知識工学の応用は、計算機と人間が共同で適切な解を見いだしてゆく上で有力な手段となりうるものと考えられる。

## 1.4 事象駆動型制御システム

### 1.4.1 システムの構成

大規模プラントの制御システムでは、図10に示すように、各系統ごとの制御を担当するサブグループ制御システムと、それらを全体的に監視し、制御の指令を出す統括制御システムから構成するのが普通である。<sup>4)</sup>そして、統括制御システムの基本的制御方式は、事象駆動型、すなわちプラントに生起する現象に対応して操作を決定してゆく方式となる。本章では、知識工学を応用した事象駆動型制御システムについて論ずる。

プラント運転制御の特徴は、重要プロセスの頻繁な監視、生起事象に対応した操作、状況に応じた操作の優先度の変更などが要求されることである。これに対応して表1に示すように、事象駆動形制御システムには、柔軟性や高速性が求められる。このため、次のような特徴をもつ事象

駆動型制御システムの基本プログラムを開発した。

- (1) 事象の周期的監視と動的プライオリティ管理による柔軟な制御
- (2) コントロールモジュール群の中から最優先のものを選択・実行することによるインタプリタの高速化

このプログラムの基本部は、図11に示すようなプロダクションシステムであり、生じた事象を格納する事象テーブル、運転員の知識を格納するCM（コントロールモジュール）群、及び事象に対応したコントロールモジュールを選択・実行するインタプリタから構成される。

事象テーブルには、プラント監視部とインタプリタから出力されたプロセス事象、操作事象などを格納する。図11の例では、「ペリオドタイマの指示値が $T_2$ 、温度変化率は正常であること、運転モードスイッチは原子炉起動で現在臨界近接中であり、ある制御棒引抜き操作が終了した状態であること」を示している。

コントロールモジュール群には、運転に関する知識を、条件部（実行可能条件を示す知識）、状況部（状況に応じて処理の優先度を変更するための知識）、操作部（操作指示や事象を出力する知識）、及び優先度部（処理の優先度を示す知識）に分類して格納する。図11の例は、「ある制御棒の引抜きが終了し、ペリオドが0秒と200秒の間にあるなら、プロセス事象として、「ペリオドは正常」を出力せよ。このとき、臨界近接の操作中なら、このコントロールモジュールの優先度を1だけ格上げせよ」という知識を示している。

インタプリタは、以下の処理を実施する。

- (1) 事象テーブルから生じた事象をとらえ、関連するコントロールモジュールの条件部と状況部を弁別ネットを通じて見いだす。
- (2) その結果を、事象フレームとして一時格納する。
- (3) 関連するコントロールモジュールの条件部と状況部を活性化する。
- (4) すべての条件部が活性化したコントロールモジュールの優先度を決定して、アジェンダリストに登録する。
- (5) その中から、最優先のコントロールモジュールを一つ選択し実行する。

このような動作を繰り返すことにより、プラントの状態変化に適応した運転制御が実現できる。なお、弁別ネットの利用、優先度のアジェンダリストへの登録などは、推論処理の高速性を達成するための工夫である。

#### 1.4.2 シミュレーション結果の例

前節に述べた事象駆動型制御システムの基本的な機能の動作を確認するため、沸騰水型原子力発電プラントの起動時の制御棒操作を対象に、シミュレーション試験を実施した。

図12は、プラント起動時の発電機負荷上昇に伴う制御棒引抜き操作の例である。同図では、負荷、制御棒反応度、平均中性子束の変化分を示した。

設定された負荷上昇の要求と実際の発電機出力との偏差が基準値（この例では0.2%）以上になると、制御棒の引抜き指令が出力され、実際に制御棒が引き抜かれる。このような操作の繰り返しにより、負荷要求に従った制御棒引抜きが自動的に実施できることが分かる。なお、1回当たりの制御棒引抜き量も、引き抜く制御棒の炉心内位置、深さなどに応じて最適な引抜き量を決

定するルール（コントロールモジュール）に基づき決定される。

他の例として、原子炉の昇温・昇圧操作時の制御棒引抜きを図13に示す。特に、時間経過に沿った原子炉の主な事象と、それに対応した事象駆動型制御システムの出力を示している。

制御棒を所定量（図13では6ノッチ）引き抜いたあと、原子炉冷却水（炉水）の酸素濃度や温度変化率などを正しく評価し、次の操作へ移行していることが確認できた。なお、このような制御ルール（コントロールモジュール）に基づき事象駆動的に制御する方式では、ルールの完備性が特に重要である。したがって、比較的狭い制御の単位ごとにルールのセットを完備し、この単位ごとにルールのセットを切り換えて使用してゆくのが望ましい。

## 1.5 結 言

知識工学を応用した新しいプラント診断、制御の技術を開発し、原子力発電プラントを対象にその有効性をシミュレーションによって評価した。

一般に、知識工学をダイナミックシステムに適用する場合、時間的に刻々と変化する対象をどのように知識表現し、推論に結び付けるかが課題である。この課題を、記号処理と数値処理の融合、アジェンダリストを活用した知識検索の高速化などのオンライン高速推論方式を開発することにより解決した。現在は、開発したシステムの基本性能をシミュレーション試験により評価した段階であるが、更に、本稿で述べたプラント運転ガイダンス、制御のほか、プラント運用管理<sup>5)</sup>、プラント保守<sup>6)</sup>などの分野で、知識工学の手法が応用できるものと考えている。なお、ここで開発した技術は、原子力分野だけにとどまらず火力発電所、化学プラントなど、産業システムで広く活用できるものである。



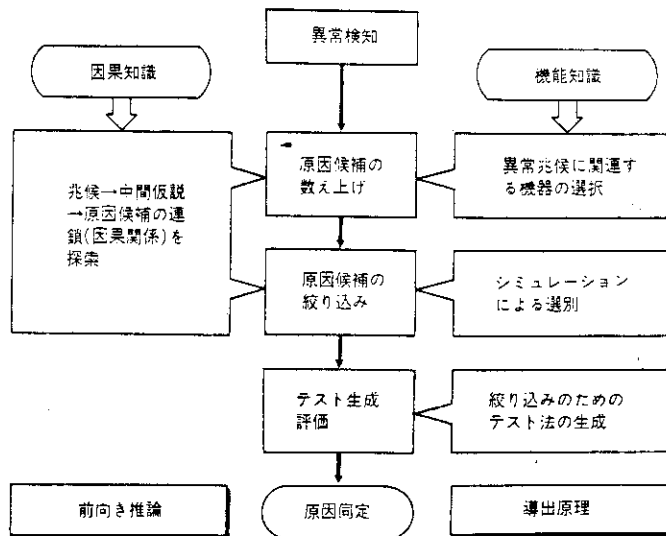


図1 異常診断プロセスの概要 異常が検知されると、原因と結果の因果関係の知識(因果知識)と、プラントの構造や機能に関する知識(機能知識)により、図のステップに従い原因を同定する。

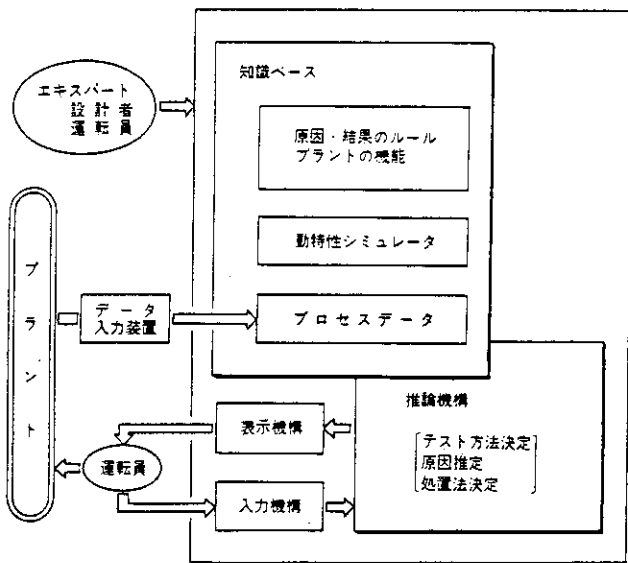
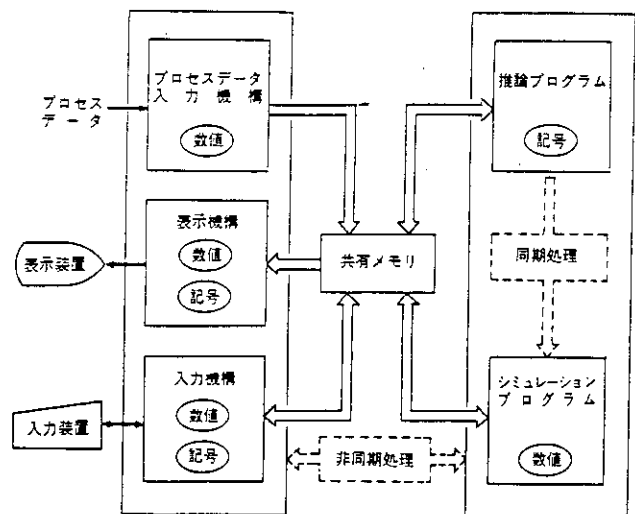


図2 プラント運転ガイダンスシステムの基本構成 知識ベースに格納された知識を用いて、推論機構は異常原因の推定、処置法の決定などを実施し、結果を運転員に表示する。



注: (数値) FORTRANなどによる数値処理 (記号) LISPなどによる記号処理

図3 記号処理と数値処理の融合 共有メモリの管理機構の導入などにより、LISPで実行する記号処理と、FORTRANで実行する数値処理を可能にした。

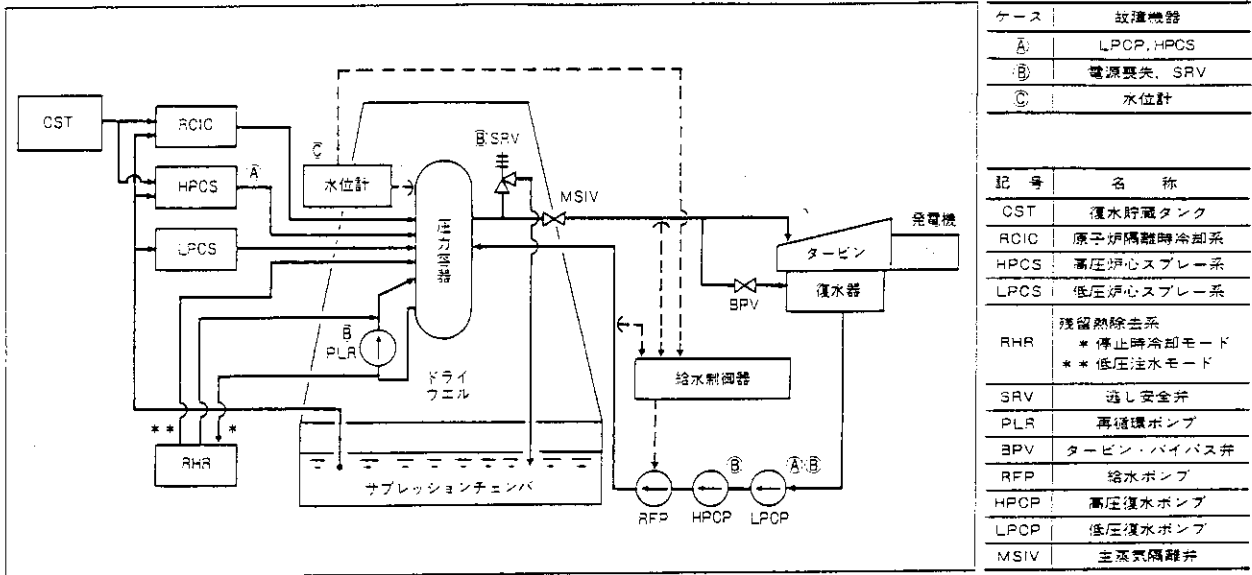


図4 シミュレーションの対象とした沸騰水型原子力発電プラントの主要系統 通常は蒸気はタービンを通ったあと、復水器で水になり、給・復水ポンプで压力容器に戻される。左側の諸系統は異常・事故時用の待機系である。

HPCP(高圧復水ポンプ)の診断用ルール

ルール1

IF 「HPCP(高圧復水ポンプ)の運転, 及び  
LPCP(低圧復水ポンプ)の停止が3秒以上持続」  
THEN「高圧復水ポンプの起動信号が異常」  
(確信度=1.0)

RCIC(原子炉隔離時冷却系)の運転ガイド用ルール

ルール2

IF 「CST(復水貯蔵タンク)の水位が設定レベル以下, かつ  
RCIC(原子炉隔離時冷却系)の水源がCST」  
THEN「水源をサブプレッションチェンバに切り換えが必要」  
(確信度=1.0)

図5 ルールによる因果知識の表現例 (もし~ならば~である)型のルールで表現した因果知識である。

ルール1

```
(if (cont St 3.0
      (and (true (value (output 1 HPCP) RUN) St)
            (true (value (output 1 LPCP) TRIP) St)))
      (value (output 1 HPCP) ANOM))
  (CF 1.0))
```

ルール2

```
(if (and (last St)
          (true (value (output 1 CST) Sv) St)
          (<= Sv LIMIT)
          (true (value (input 1 RCIC) CST) St))
      (true (value (input 1 RCIC) CS) St))
  (CF 1.0))
```

図6 ルールの計算機表現例 図5に例示した二つのルールに対応している。

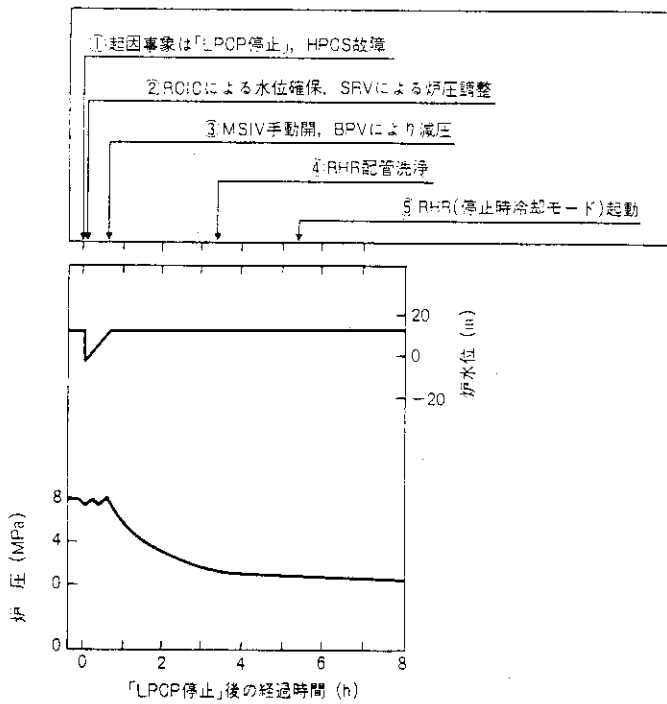


図7 「LPCP停止」及びHPCS故障に対する診断結果——ケースA  
因果知識を利用した診断の結果である。記号説明については図4参照。①の異常原因を出力すると同時に、約6時間先までの運転法②～⑤を提示している。

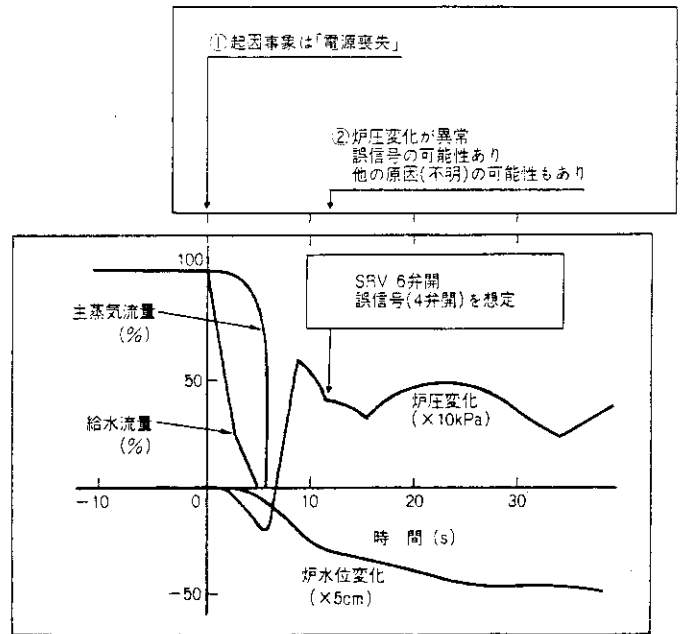


図8 「電源喪失」及びSRV開閉誤信号に対する診断結果——ケースB  
因果知識を利用した診断の結果である。特に②では、「知識」では説明がつかず、結論を断定していない。

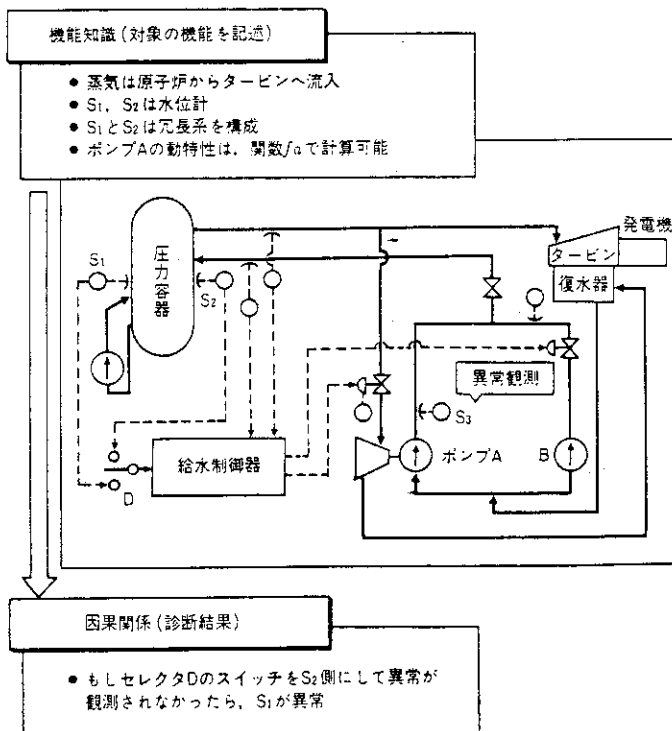


図9 水位計故障に対する診断結果——ケースC  
機能知識を利用した診断の結果である。対象の機能に関する知識から、診断に直接役立つ因果関係に関する知識を生成している。

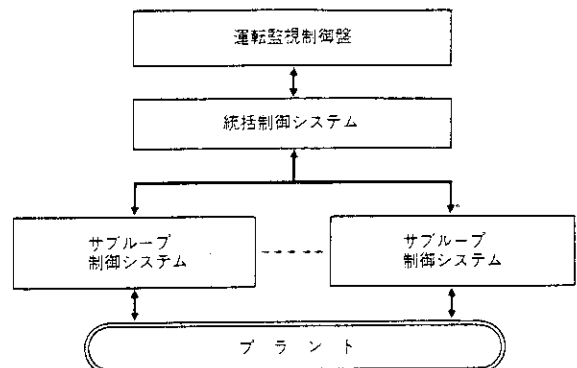


図10 統括制御システムを導入したプラント運転制御システムの基本構成  
統括制御システムは、サブグループ制御システムに制御の目標を与える。

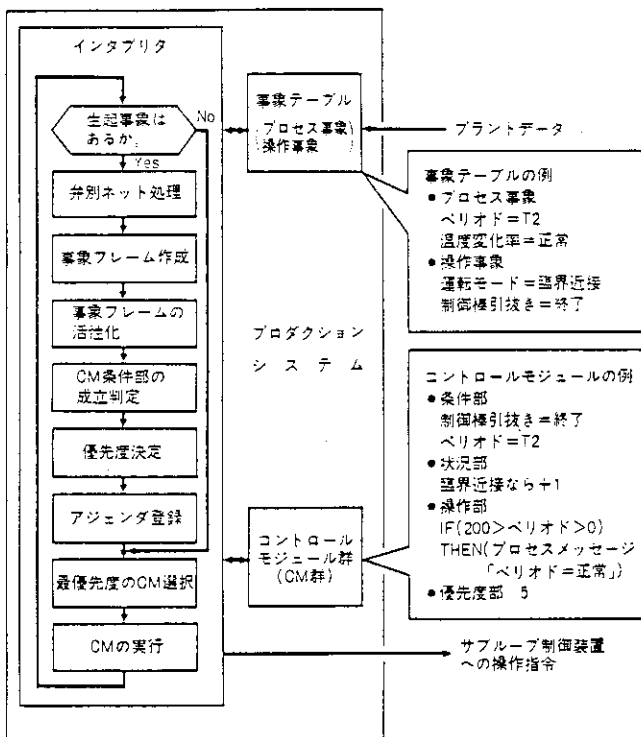


図11 知識工学を応用した事象駆動型制御システムの基本構成  
基本部はプロダクションシステムである。高速推論を実現するため、並列ネットやアジェンダ登録が活用されている。

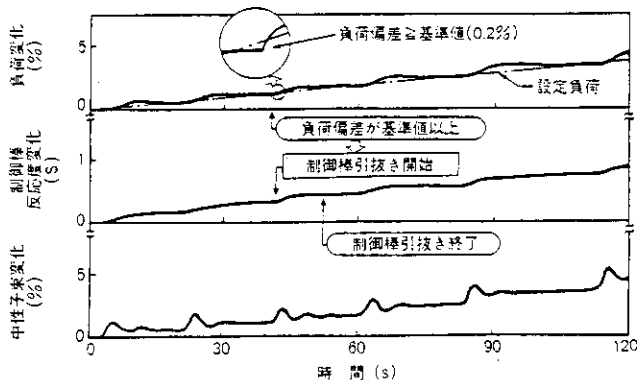


図12 プラント起動時の負荷上昇シミュレーション試験結果 負荷要求と実際の出力の偏差が基準値以上になると制御棒が引き抜かれている。

主な事象	プラントデータ	事象駆動型制御システムの出力
●運転モードスイッチが原子炉起動	モードスイッチ位置	制御棒Xを6ノッチ引き抜き
●制御棒引き抜き終了	制御棒位置	引き抜きは終了
	炉水酸素濃度	炉水酸素濃度は正常
	炉水温度	炉水温度変化率は正常
●引き抜き後5秒経過	中性子束	炉ペリオドは正常
●制御棒引き抜き終了	制御棒位置	制御棒Yを6ノッチ引き抜き
		引き抜きは終了

図13 プラント起動時の昇温・昇圧シミュレーション試験結果 プラント状態の変化を監視しながら、制御棒引き抜きの指示が出力されている。

表1 知識工学を応用した事象駆動型制御システムの特徴 本システムには、柔軟性、高速性が求められ、これらを実現するために、動的プライオリティ管理などの特徴を持っている。

要求	実現方法
柔軟性 (主起事象に対応した操作)	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 事象の周期的監視</li> <li>● 操作の優先度の動的管理</li> <li>● 事象駆動型プロセスに適合した知識表現</li> </ul>
高速性 (実時間制御の実現)	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 高速インタプリタ (並列ネットの採用)</li> <li>● アジェンダ方式の採用</li> </ul>

## 2. 知識工学の配管ルーチングCADへの応用

### 2.1 緒言

現在、プラントの配管ルーチング（経路計画設計）は、計算機シミュレーションモデルやプラスチックモデルを用いた対話的な処理が主体である。<sup>7)8)</sup>この理由の一つは、配管ルーチングでは、(a)経路が満たすべき仕様が配管ごとに異なり画一的に定まらず、(b)その仕様が設計者のもつルーチングクライテリア（設計基準、ノウハウなど）から決まるため、設計者の介入が必要となることにある。その結果、配管の経路は、クライテリアに基づいて試行錯誤的に計画することになり、設計工数が大きいこと、簡単には最適な経路が求まらないことなどの問題があった。

本研究の目標は、知識工学の方法<sup>9)10)</sup>を応用することにより、クライテリアのような形の知識を計算機で取り扱うことができることに注目して、クライテリアを反映した自動ルーチング手法を開発することにある。この手法を実現するための技術的課題は、クライテリアを反映する知識工学的手法と3次元経路を自動的に求める最適化アルゴリズムを開発し、両者を結合することである。

### 2.2 自動ルーチングの手法の概要

自動ルーチング手法の基本構成を図14に示す。全体の構成は3階層のモデルで表わしてある。上の階層は、最適化アルゴリズムによる経路探索のステップを含んでおり、レイアウトの空間を領域分割し、領域要素を数え上げる探索手法により経路を決定する手順に対応する。下の階層は知識ベースに格納したクライテリアを用いて、上の階層で経路探索を行う上で指針となる条件を設定する。ステップ③の「経路探索条件の設定」では、上の階層の最適化アルゴリズムと下の階層の知識ベース利用を中間の階層により結合する。この階層は、フレーム<sup>11)</sup>という階層的なデータ構造を記述するのに適したダイナミックなテーブル形式であり、ここでは問題解決手順、制約条件・評価基準という形の知識を表現している。

基本構成の図は、クライテリアの反映には、二つのフェーズがあることを示している。第一のフェーズはルールの形で表現したクライテリアを用いて推論により経路探索条件を求め、この結果をフレームに表現することである。これは、下の階層と中間の階層を関係づけるものである。第二のフェーズは、フレーム表現した情報を指針として最適化アルゴリズムで利用することである。これは、中間の階層と上の階層を関係づけるものである。すなわち、クライテリアのルーチングへの反映は、クライテリアの内容をフレーム表現に抽出し、フレーム表現からの情報を経路探索アルゴリズムでの処理に反映するという二つのフェーズにより実現する。

自動ルーチングの処理フローは、図14に示すように、上の階層でのアルゴリズムと下の階層での推論が組み合わされた処理となる。

### 2.3 推論によるクライテリアの反映

#### 2.3.1 クライテリア

従来の配管ルーチングの手順が試行錯誤的な対話処理主体となり、自動化が困難となる理由は、ルーチングクライテリアの存在にある。計算機シミュレーションモデルの場合、ルーチング対象

の位置関係の記述を計算機化することには成功している。しかし、設計者の頭の中にあるクライテリヤを計算機化することは、数値演算を主体とする従来の方法では困難であった。

代表的なルーチングクライテリヤの例を図15に示す。これは、次のように、それぞれ典型的なクライテリヤのタイプを示している。

- (1) ルーチングの対象区画内で、配管の種類、特徴によっては経路設定が不可となる空間領域（エリア）が存在すること。
  - (2) 配管の種類や特徴、機器あるいはエリアの種類や特徴に従って、適切な最小間隔を保持する必要があること。
  - (3) 配管内の流体の種類（区分）によっては、経路の設定が不可となる方向が存在すること。
- このようなクライテリヤを表現したり、クライテリヤの間の関連をチェックするため、知識表現推論プログラムKRIT（Knowledge Representation and Inference Tool）<sup>1)</sup>を知識ベースの管理に用いている。本稿では、クライテリヤの例として上記(2)を取り上げて、方法の説明に用いることにする。

### 2.3.2 クライテリヤをルーチングに反映させる手順

図16は、クライテリヤの反映の手順を説明した図である。この手順は、図14の基本構成のステップ③「経路探索条件の設定」を主体として実行される。図16で左側は、処理の流れを、右側は経路フレーム、クライテリヤという処理の対象を示している。ここで説明に取り上げた例は、配管と他のく体（コンクリートブロック）、機器との最小間隔についてのクライテリヤに関するものである。

経路は、フレーム表現でスロットとその値の組み合わせの形で表わしておく。図16にはスロット、値の組の形で代表的なものを示してある。

図16では、ステップ③の中の小ステップで経路Lの最小間隔に関する情報をクライテリヤから抽出する。そのためステップ③では、図14の基本構成にあるように、知識ベースを用いて経路Lの最小間隔に関し推論を実行する。このときの推論は、「経路Lに対する最小間隔は何か」という質問に回答する形で行う。例としているクライテリヤは、図15で紹介したものである。ここで、経路Lは経路特徴のスロットから分かるように「低線量配管」であり、エリアAはフレーム表現の上でエリア種類スロットの値として「分解作業スペース」をもっている。知識ベースのクライテリヤとフレーム表現に含まれている情報を組み合わせて推論することにより、「エリアAに対しては2,500 mmの最小間隔をとる」という推論結果が得られる。この結果を経路フレームに追加記入する。図16に示すように、制約条件スワットに「最小間隔」と書き込み、間隔スロットを設け、値「エリアAに対し2,500 mm」を書き込む。このようにしてステップ③では、知識ベースを用いて経路を特徴づける経路フレームの種々のスロットにクライテリヤを反映させる。

ステップ④の「経路の決定」には、制約条件のチェックの小ステップが含まれる。このときの処理の流れは、ルーチング対象に関しどのような制約条件が含まれるかを経路フレームについて調べ、対象となる制約条件をチェックする関数を呼び出し、フレームの制限値を用いて制約条件の成否を判定するという手順をとる。このようにして、フレームの形で表現した経路探索条件に基づいて経路探索のための最適化アルゴリズムをガイドすることにより、クライテリヤをルーチ

ングに反映することが可能となる。

## 2.4 最適化アルゴリズムによる経路の探索

### 2.4.1 領域要素の定義

図14の基本構成のステップ②「領域要素の定義」では、ステップ④で数え上げにより経路探索を行うために、空間をメッシュに分割し、領域要素を定義する。

本手法では、領域要素に関連して、自動ルーチングに必要なデータ記憶容量の縮小や計算時間の短縮を図るため、次のような工夫を行っている。

(1) 空間のX, Y, Z軸に平行な図形による障害物, 経路の表現

(2) 障害物の配置に対応した領域要素の採用

図17は、自動ルーチング手法で用いた領域要素を説明したものである。ここでは、2次元の場合を例として、障害物の配置に対応した領域要素<sup>12)</sup>に関し説明する。同図で領域要素Cに注目する。領域要素Cは、上方に障害物N, 下方に障害物S, 右側に障害物E, 左側に障害物Wを見通す位置関係にある。しかも、領域要素Cは、このような位置関係をもつ領域要素として最大のものである。このように、障害物の位置関係に基づいて、領域要素を分割することにより、比較的少数のデータによって、空間での基本的な位置関係を表わすことが可能となる。

ここで領域要素には、属性として位置座標、隣接の領域要素、隣接の障害物を定義している。領域要素は、このような属性に対応したスロットをもつフレームとして、空間の位置関係に関する知識を表現している。

今回開発した自動ルーチング手法では、対象とする空間は3次元であり、領域要素も3次元となる。

### 2.4.2 経路の決定

図14の基本構成のステップ④「経路の決定」では、ステップ②で定義した領域要素に基づいて最適化アルゴリズムにより経路を決定する。知識ベースに格納したクライテリアを最終的に反映するのは、このステップ④である。ここでは、経路決定のアルゴリズムとしては、プリント基板、LSIの配線に用いられている迷路法<sup>13) 14)</sup>に注目した。このアルゴリズムは、最短経路が存在する場合には、確実に解を求めることができるという特長をもつ。これは、配管ルーチングで、自動化を追求する上で重要である。他の簡便な手法では必ずしも確実に経路が見つからないという難点がある。迷路法は、信頼性の高い経路探索の方法であり、この特徴を生かした上で、処理効率の改良を図ることにした。

ステップ④の最適化アルゴリズムとして、この迷路法を拡張して使用している<sup>15)</sup>。図18は、拡張迷路法を説明するためのものである。

(1) 迷路法の原理

迷路法の原理について、2次元の簡単な例を用いて説明する。図18の例で、上及び中の図は迷路法による探索の初期を、下の図は末期の状況を示している。図18で斜線を施した部分は障害物、Sはスタート、○はゴールを示している。領域要素として、障害物の配置に対応したものをを用いている。

迷路法は、スタートから波紋が周囲に広がっていくように、領域要素を数え上げて、ゴールまでの最短経路を求める最適化アルゴリズムである。図18の上の図では、スタートから上下右の要素に対しゴールまでの距離の推定値を評価基準（コスト）として、数値10、8を求めている。距離の推定値とは、スタートから領域要素までの距離と、領域要素からゴールまでの障害物を無視した距離の和である。これら3件の領域要素の中から、最も見込みのありそうなスタートの右側の要素（コスト8）が選ばれる。この要素からスタートに方向マーク（矢印）が付けられる。次にこのコスト8の要素から、周囲の上下にある要素を数え上げる。このとき、上側の要素のコストが10、下側のコストが8となるので、下方向に探索が進んでいく。しかし、同図の下図のように、下の方向に探索が進んでもコスト12の要素が出現するので、最終的には探索は上の方向に転じゴールに到達する。探索の過程でつけた方向マークを逆方向にたどり、破線で示したスタートからゴールまでの最短経路が求まる。

## (2) 迷路法の拡張点

迷路法を自動ルーチングに適用するに当たって、次の2点に関し拡張を図った。

### (a) 複雑な制約条件を反映可能としたこと。

具体的には、アルゴリズムの中で制約条件を満たす要素だけを数え上げの候補に追加するようにすることにより実現した。

### (b) 単純な距離以外の複合的な評価基準（コスト）に対応可能としたこと。

具体的には、領域要素が方向マーク済みであってもコストが有利となるような場合、方向マークを付け替えるようにすることによって実現した。

本手法では、最適化のための評価基準として、幾つかのパラメータを組み合わせたものを採用することもできる。例えば、簡単な評価基準の例として、(1)経路の長さの最小化を主体とし、(2)経路の曲り点の最小化も考慮するというものがある。

拡張迷路法による最適化アルゴリズムは、3次元の領域要素に基づく3次元の経路探索アルゴリズムとして使用している。

## 2.5 適用例

本手法を、電気出力1,100 MW級の原子力プラントのタービン建屋に試験的に適用した結果を図19に示す。この図で、丸で示した始・終点を結ぶ線が自動ルーチングにより求めた配管経路である。ここで用いた評価基準は、ルート長さの最小化、曲りの数の最小化であり、制約条件は、最小間隔、禁止区域などに関するものである。この結果、(1)従来の試行錯誤的な対話処理を削減することにより、設計のスピードを2倍にでき、(2)配管延べ長さを従来よりも短縮できる見通しを得た。

## 2.6 結 言

知識工学的手法と最適化アルゴリズムを結合することにより、クライテリアを反映した最適経路を求める3次元自動ルーチング手法を開発した。

本手法の手順は、(1)クライテリアを表わした知識ベースを用いて推論により、配管経路が満たすべき諸条件（経路探索条件）を導出し、(2)拡張した迷路法により、これらの条件を反映した経



路を決定する。このとき、経路探索条件の記述には、フレーム表現を用いる。

本手法を、原子力プラントのタービン建屋に試験的に適用し、手法の有効性を確認した。

[本稿は、日立評論 Vol. 67 No.12 pp.25-30 と 49-51 (1985-12) に発表したものと同一内容である。]

## 参考文献

- 1) 増位, 外: 知識処理のための推論ソフトウェア, 日立評論, 67, 12, 939~944 (昭60-12)
- 2) 木口, 外: 知識工学を適用したプラント運転ガイダンス方式の開発, 日本原子力学会誌, 25, 298~305 (昭58-4)
- 3) H. Motoda, et al. : A Knowledge Based System for Plant Diagnosis, Proc. of FGCS, 583~588 (1984)
- 4) 木下, 外: 事象駆動型制御方式によるプラント運転自動化の検討, 第27回自動制御連合講演会論文集, 303~304 (1984)
- 5) Y. Nishizawa, et al. : Approach to Knowledge Based Man-Machine Communication for BWR Start-Up Guidance, J. Nucl. Sci. Technol., 20, 877~879 (1983)
- 6) 駒田, 外: 原子力発電所機器寿命予測システム, 日本原子力学会, 昭58分科会予稿集 C14 (昭58-9)
- 7) 化学協会: プロセス機器構造設計シリーズ3配管, 丸善 (昭46)
- 8) 野末, 外: モデルエンジニアリングと原子力, 日本原子力学会誌, 第27巻, 第3号, P203~214 (昭60)
- 9) E.A. Feigenbaum : The Art of Artificial Intelligence : Themes and Case Studies of Knowledge Engineering, Proc. IJCAI-77 pp.1014~1029 (1977)
- 10) N.J. Nilsson : Principles of Artificial Intelligence, Tioga (1980)
- 11) M. Minsky : A Framework for Representing Knowledge, in the Psychology of Computer Vision, edited by H. Winston, McGraw-Hill, pp.211~277 (1975)
- 12) 小林, 外: 最適経路探索における空間位置情報の知識表現と利用, 情報処理学会第28回全国大会6H-3 (昭59)
- 13) Lee, C.Y. : An Algorithm for Path Connections and Its Applications, IRE Electric Computers, EC-10, p.346 (1961)
- 14) 小澤: VLSIレイアウト設計における配置配線, 情報処理, 22巻, 8号 P778~782 (昭56)
- 15) 満田, 外: 3次元迷路法における空間分割とルート探索法の開発, 情報処理学会第30回全国大会2K-5 (昭60)

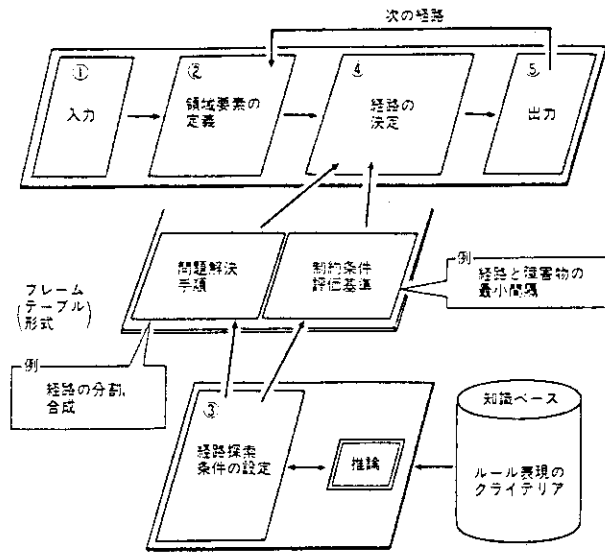


図14 自動ルーティング手法の基本構成 ○囲みアラビア数字は処理ステップを、⇒は情報の流れを表す。本手法は、最適化アルゴリズム(上の階層)、クライテリアを利用するための推論(下の階層)、及びこの両者を結合するデータ構造(中間の階層)から成る。

クライテリアの例	模式図
経路設定不可の領域 ● 薬品系配管は、通路スペースの上を通さない。	
経路の最小間隔 ● 低流量配管は、分解作業スペースから2500mm以上間隔をおく。 ● 大口径配管は、機器、く体、他の配管から300mm以上間隔をおく。	
経路の方向 ● 蒸気ドレン配管は、下った後の直管部の後に上昇部を設けない。	

図15 配管ルーティング クライテリアの例 設計者が配管ルーティングに用いるクライテリア(設計基準、ノウハウなど)の代表的な例である。このようなクライテリアを図1の知識ベースに格納する。

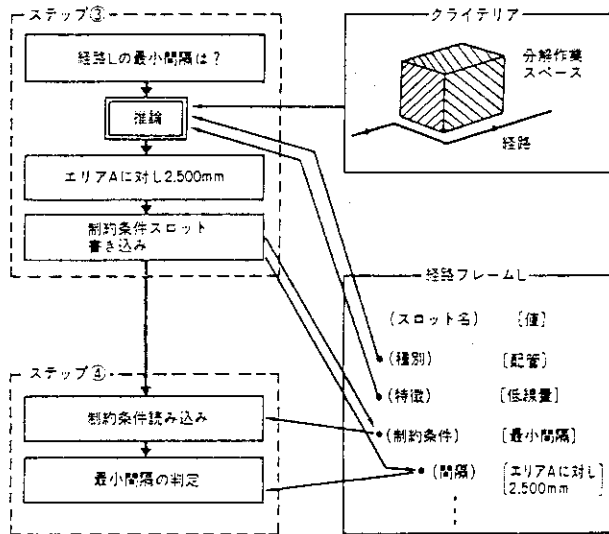


図16 経路探索条件の設定 ●は処理の詳細な流れを、一は情報の流れを示す。図1のステップ③で、クライテリアの内容はフレームというテーブル形式に整理され、ステップ④で配管の経路に反映される。

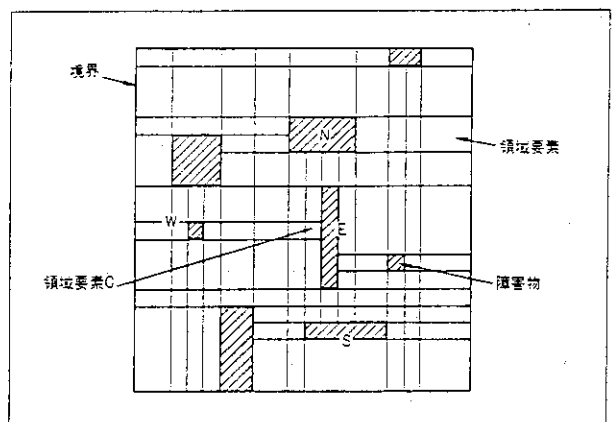


図17 領域要素の定義 図1のステップ②では、障害物の間の位置関係に基づいて空間にメッシュを切り、経路探索の単位となる領域要素を定義する。要素Cは障害物N, S, E, Wのすべてに面する最大の要素である。

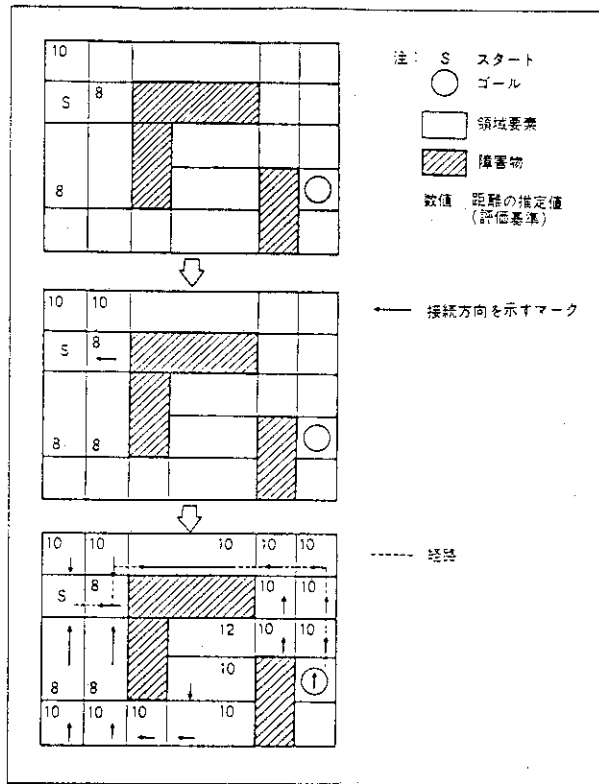


図18 経路の決定 図1のステップ④で用いた経路探索法の原理を示すため、2次元の簡単な例について経路探索のプロセスを示したものである。本区の上部は、スタートを基点とした探索の結果を、中央部はスタートの右の要素を基点とした探索の結果を、下部は探索終了時の結果を表わす。

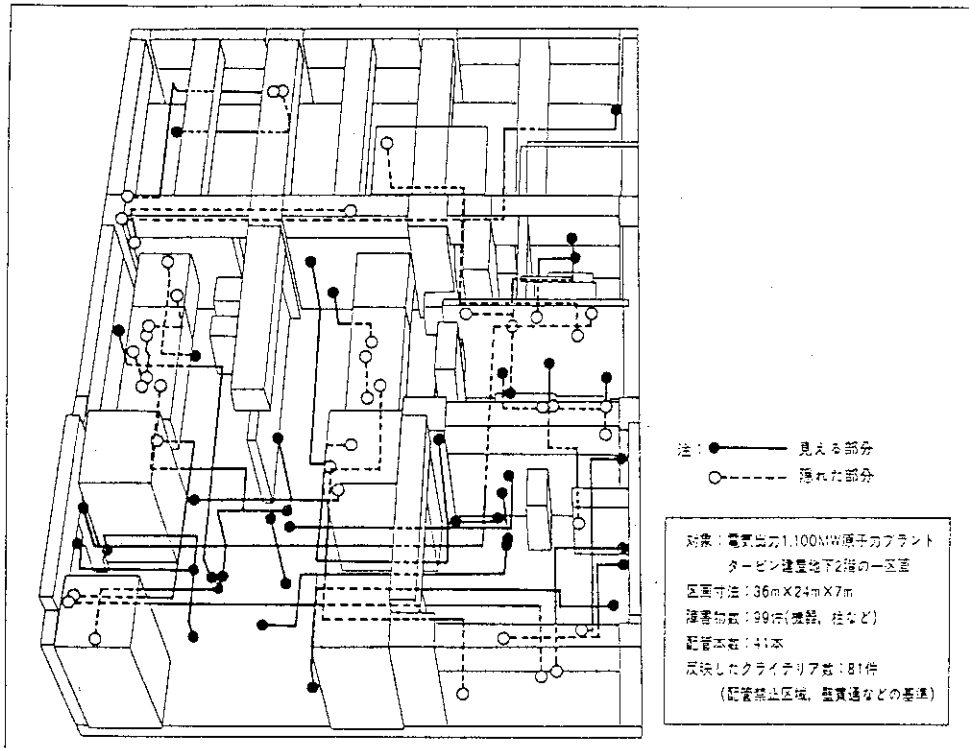


図19 3次元経路探索の結果 図中で、丸は配管の始・終点を、丸を結ぶ線は自動ルーチング手法により求めた配管の経路を示す。障害物は直方体で表わしている。

## 6. 日本における新世代計算機システムに向けてのプロジェクト

弓場 敏嗣

電子技術総合研究所

新世代計算機システムに向けて、通産省が進めている二つの研究開発プロジェクトの概要について報告する。来るべき21世紀の情報化社会において礎となる計算機システムの研究開発は、国家的見地からも非常に重要である。そうした認識から、通産省の主導のもとに昭和56年度に「科学技術用高速計算システム」、翌57年度には「第五世代計算機システム」の研究開発プロジェクトが開始された。

前者は並列処理と新素子技術に基づく新世代スーパーコンピュータの実現を目指し、その目標性能は10ギガFLQPSである。後者は述語論理に基づいて計算機アーキテクチャ及びソフトウェアを再構築し、それによって計算機の応用分野を拡大することを狙いとしている。本講演では、並列処理の観点から両プロジェクトにおける計算機アーキテクチャ技術に関する研究開発の動向を報告する。

=====  
Towards New Generation Computing Systems  
- Japanese National Projects -  
=====

Toshitsugu Yuba

Electrotechnical Laboratory

1-1-4, Umesono, Sakuramura, Niiharigun

Ibaraki, 305 JAPAN

The current status of the R&D of the Japanese national projects for new generation computing systems is outlined. The objectives of these projects are to meet needs of the coming 21st century's information society. One project identifies the basic technology for ultra-high speed supercomputers based on parallel processing with new devices. The target system is expected to operate at more than 10 Giga floating-point operations per second. The other project aims to reconstruct computer architecture and software on the basis of predicate logic and then extend a wide range of computer application areas in society. The target performance is 0.1 to one Giga logical inferences per second. In this paper, the R&D on computer architecture is emphasized from the viewpoint of parallel processing.

## [1] OUTLINE OF PROJECTS

## 1.1 Background and Targets

Two national projects concerned with new generation computing systems were started in 1982 under the auspices of the Ministry of International Trade and Industry, Japan. This paper outlines these projects and reviews the current status of the R&D on parallel computer architecture.

One project was started in January 1982 to develop the High-speed Computing System for Scientific and Technological Use (called supercomputer project). This project identifies the basic technology for next generation supercomputers based on parallel processing and new devices. The target performance is ten GFLOPS. This project is scheduled to be completed in the 1989 fiscal year. The estimated total expenditure is 23 billion yen over an eight year period.

The other project is formally called the Research and Development Relating to Basic Technology for Electronic Computers. It is better known by the name of the fifth-generation computer project. It was started in April 1982, after a preliminary survey and study from 1979 to 1981. The project aims to reconstruct computer architecture and software on the basis of predicate logic. The R&D program, which includes construction of parallel inference machines, knowledge base machines, basic software systems, and development support systems, requires break-throughs in parallel processing and artificial intelligence. The target performance is 100 MLIPS to one GLIPS, where LIPS means logical inferences per second. This project is scheduled to be

completed in the 1992 fiscal year. The total expenditure is estimated at 100 billion yen over a ten year period.

## 1.2 Promotion Organizations

The Ministry of International Trade and Industry (MITI) is responsible for Japan's rise to preeminence in computer technology by developing and promoting the industrial policy. The most important MITI organ is the Machinery and Information Industries Bureau. In this bureau, there are three computer-related divisions.

The Agency of Industrial Science and Technology (AIST) is also a MITI organ (Fig. 1). The Office of the Senior Officer for Large-scale Projects under the National Research and Development Program, AIST, is responsible for administrating the national project. The Electrotechnical Laboratory (ETL) plays the leading role in the organizations under AIST, and has been involved in all computer-related national projects sponsored by MITI.

In order to promote this project, a Committee for the National Research and Development Program has been organized under the Council for Industrial Technology (CIT). CIT is an advisory board to the Minister of MITI. Whenever a national project is started, its sub-committee is formed from this committee. Members of the sub-committee include distinguished scientists from universities and government organizations.

The supercomputer project was initiated by the Machinery and Information Industries Bureau. After starting successfully, its administration was passed to AIST. The Scientific Computer Research Association

(SCRA) was established as a non-profit organization in December 1981 with the six companies dominating the Japanese computer industry: Oki Electric, Toshiba, Nippon Electric, Fujitsu, Hitachi and Mitsubishi Electric. Each company works on its contribution to the project, and the research contract was concluded between AIST and SCRA. ETL is doing the basic R&D on new devices and parallel processing which requires risk and long-range perspective in the project, and leads and reviews the ongoing project.

The fifth-generation computer project proposal was initiated in ETL. The Institute for New Generation Computer Technology (ICOT) was founded when the project started receiving financial support, and was assigned the task of achieving the project goals. At present, ICOT has about 70 research staff on loan from ETL, Nippon Telephone and Telegraph (NTT), Kokusai Denshin Denwa (KDD), the six computer companies participating in SCRA, Matsushita Electric, and Sharp.

## [2] THE SUPERCOMPUTER PROJECT

### 2.1 Overview

A new generation supercomputer is capable of performing large-scale scientific and technological computations in a minimum time. In order to realize such a supercomputer, the following three major R&D activities are being conducted.

- (1) R&D of new high-speed, and highly integrated devices
- (2) R&D of parallel computer architecture and parallel software
- (3) Construction of the final high-speed system



The new devices will be based on new operating principles and new materials to replace silicon devices to fabricate high-speed logic and memory devices. New materials, new fabrication process techniques and LSI technologies for the new devices are being explored to attain higher speeds and higher levels of integration.

Replacing silicon devices with newly developed high-speed devices is inadequate to achieve the target performance, and the computing speed that can be achieved only by hardware improvements is limited by physical constraints such as the speed of light and power cooling rate. Therefore, some innovations in computer architecture will be indispensable, and parallel processing is the only way to achieve ultra-high speeds.

Conventional supercomputers employ pipeline architecture with multiple arithmetic pipeline units. Pipeline architecture is also a type of parallel computer architecture. Increasing the processing speed simply by increasing the number of pipeline stages and pipeline units has little effect on improving the effective performance. In addition, there are many scientific and technological computations which cannot be accomplished by vector computations. The speed of pipeline architecture has almost reached the limit.

Research on parallel processing will help to develop a new generation supercomputer with more general advanced parallel architecture. R&D on parallel processing includes work on parallel architecture and parallel software. Parallel architecture must be well-tuned for numerical parallel algorithms which appear in the targeted application areas,

and the parallel software has to operate a number of processing elements to achieve high performance. The R&D on parallel software includes research on parallel algorithms, new programming languages and operating systems for parallel processing.

## 2.2 R&D on Architecture Technology

It is well known that parallel processing is essential to achieve high performance in new generation supercomputers. The main challenge is to organize a number of identical processing elements (PEs, in short) to perform efficiently.

The multiprocessor approach with a small number of fast PEs is considered a strong candidate for the high-speed parallel processing system of this project. In this approach, each PE consists of a pipelined vector processor similar to the conventional supercomputer. A highly parallel computer approach with a large number of relatively-slow PEs is a candidate for the distributed parallel processing system, which is a special purpose parallel computer for image processing.

Among general purpose computer architectures for highly parallel processing, dataflow computer architecture is the most challenging and ambitious, since the dataflow computing concept itself exploits the intrinsic parallelism in ordinary programs at the architectural level and its architecture is quite different from conventional von Neumann computers.

The basic research on parallel processing has also occupied an important part of this project. The Electrotechnical Laboratory is

doing the R&D on dataflow computer architecture as a basic research on highly parallel computer architecture. The project is named SIGMA-1, and the long-term objective is to establish the basic technology for highly parallel dataflow supercomputers. This R&D is expected to develop a new generation ultra-high speed supercomputer.

### 2.2.1 Final System

The final system [1] of the project consists of a high-speed parallel processing system (HPP), a high-speed large capacity memory system (HLS), a distributed parallel processing system (DPP) and a graphic I/O subsystem as shown in Fig. 2. The HPP is an ultra-high speed computer for scientific and technological computations, and the DPP is a special purpose parallel computer for image processing.

Fujitsu, the prime contractor of the project, is working on the HPP, and Mitsubishi and Toshiba are conducting R&D on the DPP. These two systems will be described later in detail. NEC and Oki are developing the HLS and the high-speed graphic I/O subsystem, respectively. The HLS occupies part of the memory hierarchy to give a high-speed transmission rate, more than 1.5G bytes per second, as well as a large memory capacity, more than 16G bytes. Hitachi is researching the parallel description language, which will be used as a high-level programming language in the final system.

In order to permit these principal subsystems to show their performances, there are plans to fabricate an integrated system equipped with peripheral equipment such as a front-end processor and high-speed mag-

netic disks, from commercially available systems. Some of the subsystem will be equipped with the new devices and assembled by high density packaging. The final system will be completed by running some benchmark programs, which will describe some scientific and technological computations for overall performance evaluation.

### 2.2.2 High-speed Parallel Processing System

The R&D of the high-speed parallel processing system (HPP) has been carried out at Fujitsu. Figure 3 shows the organization of the multiprocessor type HPP. Each PE is realized by a pipeline processor, connected via the common mapping unit (CMU). There will be at most 16 PEs. The performance of a single PE, implemented by the new device and ECL, should be at least one GFLOPS in order to obtain 10 GFLOPS performance. A PE consists of the vector processor unit, the scalar processor unit and the high-speed local memory of 64M bytes. The PE's basic architecture will be very similar to that of the current supercomputer except for the interface to the CMU.

The main architectural features of the HPP will be as follows:

- (1) Multiprocessor type parallel architecture
- (2) A common storage unit with an access control function
- (3) An interlock mechanism for synchronization control
- (4) A hardware queue for inter-process communication control

The CMU works as an efficient access controller to the common storage unit (CSU). The CSU is shared by each PE and has about at most 8G byte storage. The CMU will be designed efficiently to execute pro-

cess dependency graphs, which statically describe control locuses of a given computation. A shared memory scheme controlled by lock address registers and synchronization machine instructions is considered to be the most suitable to implement the CMU (see Fig. 4). Access to a shared memory is exclusively controlled by lock address registers. The scheme controls mutual exclusion in a shared memory, in which message synchronization among PEs is carried out.

### 2.2.3 Distributed Parallel Processing System

The R&D on distributed parallel processing systems is being carried out by Mitsubishi Electric and Toshiba. Large-scale image processing such as satellite image data processing is considered to be the target application of the DPP.

A new architecture has been proposed as a kernel concept in constructing the DPP. As shown in Fig. 5, two different architectures are complementarily connected, where each subsystem achieves high-speed by fine or coarse granularity level parallelism.

Image processing is divided into two types of computations: large-scale simple and small-scale complex parallel computations. They are implemented by cellular array architecture and variable processor pipeline architecture. Image processing is performed on the DPP, combining those two subsystems with complementary architecture into a single system sharing a common memory. The common memory allows two-dimensional access and is used for storing commonly used image data. The memory is 16M bytes in the prototype system.

### 2.2.3.1 Cellular Array Processor

To achieve ultra-high speeds in parallel processing, low speed high density devices, CMOS technology, are preferable to high speed low density devices, ECL technology, since a highly parallel architecture needs the highest integration of devices. In this context, a cellular array processor system, named CAP, makes full use of VLSI technology in the architecture design.

Figure 6 illustrates the CAP architecture, being developed at Mitsubishi Electric. The main architectural features of the CAP are as follows:

- (1) Two dimensional cellular array architecture
- (2) Each of four PEs fabricated by a single gate-array chip
- (3) Separation of processing and switching cells
- (4) Data transmission between arbitrary cells

So far, a 32-by-32 PE organization has been built as an evaluation prototype. A 256-by-256 PE organization is aimed at. An 8K gate CMOS gate-array with 124 pins was used to construct the prototype CAP, where each gate-array chip contains 16 cells and each processing cell has only a one-bit ALU. The constraint comes from the pin limitation. A switching cell is located between each processing cell and is used for path switching and data buffering.

Besides array instructions, there are broadcasting and summing instructions which convert data types from scalar to array and vice versa. A FORTRAN based parallel language is being developed: it has parallel description and static data allocation functions.

### 2.2.3.2 Variable Processor Pipeline

Figure 7 shows another cellular array processor system, named VPP, which is being developed by Toshiba. The performance will be 1.2 GFLOPS maximum and 600 MFLOPS average. The main architectural features of the VPP are:

- (1) Processor pipeline architecture
- (2) A PE dedicated to optical sensor images
- (3) A packet communication network with mesh connection

Each PE is a high-performance single board computer, connected by a high-speed packet communication network. There will be 64 PEs, which are to be fabricated by using custom LSI technology. The PEs perform picture indexing using the mask vector function. The packet communication network is to have a mesh-connected topology with unidirectional transmission paths. The unidirection reduces data transmission conflicts and makes the network simple. Bi-directional data transmission is rarely required in image processing applications.

In the VPP architecture, a high level language based on FORTRAN is designed to utilize the processor pipeline architecture, efficiently. A communication among PEs is described in explicit send/receive constructs. Program loading is carried out like static allocation. A variable-sized processor pipeline architecture matches process level pipeline. In image processing, each process is modularized into a single stream of pipeline stages. Hence, the VPP will perform effectively in a "macro-pipeline" application.

A two PE organization with 8M byte shared memory was built and is

in operation now. An LSI version PE and its network is now being designed. Each PE will have 20 MFLOPS performance.

#### 2.2.4 Dataflow Computer

We are developing a large-scale working prototype system, SIGMA-1, with more than 128 processing elements. Our goal for the prototype is to achieve 100 MFLOPS effective speed using CMOS gate-array technology. The speed will be measured for practical-scale programs written in a high-level language. Hence, the feasibility of instruction-level dataflow computers for scientific computations can be studied. The architectural features of the SIGMA-1 are:

- (1) Two stage pipeline in each processing element
- (2) Chained hashing hardware for the matching memory unit
- (3) Array-oriented structure memory
- (4) Hierarchical communication network
- (5) An automatic load balancing scheme, implemented in the network
- (6) Maintenance architecture for testing and debugging

The preliminary version of the processing element and the structure element has been in operation since November 1984. The basic cycle is 100 nanoseconds. According to the evaluation study, the measured performance of the preliminary version of the single processing element is approximately 1.4 MIPS. The FLOPS performance is approximately 0.3 MFLOPS, measured by executing the Livermore Loop benchmark programs. Note that these benchmark programs are not suited to dataflow architecture.



A final processing element consists of semi-custom LSIs, CMOS memories, and SSIs for drivers and receivers. A processing element has nine types of CMOS gate-array and standard cell LSI, and contains 28 LSIs. The total number of logic gates in a processing element is approximately 81,000 and its memory capacity is about 1M bytes.

### 2.3 R&D on Software Technology

Research has been conducted in the past to analyze programs for recognizing parallelism among application programs written in FORTRAN. The outcome of the research on application program analysis is reflected on the study of the final system.

Research is being conducted on the alternative algorithms for those which have been found to have a low degree of parallelism. This is an algorithmic approach to obtain high-speeds by utilizing the property of parallel architecture. Research is also under way to further increase the speed of parallel computers as well as parallel description languages featuring excellent software productivity, maintenance and inspection in scientific and technological computations.

#### 2.3.1 Application Program Analysis

In parallel software, the main subject of the project was the analysis of parallelism in the application programs. Typical programs have been gathered for analysis from several national research institutes in the following supercomputer application fields: meteorology, aerodynamics, nuclear energy, molecular science, and structural

analysis. The study shows that parallelism at the procedure level is important in some application programs and that the analyzed application programs can be classified into three categories: continuum model, discrete model and particle model.

### 2.3.2 Parallel Programming Languages

Fujitsu is conducting the R&D of a high-level language compiler of the HPP, which accepts a conventional FORTRAN program. A process dependency graph is generated by analyzing its data dependency among processes by checking the relationship of data definitions, references and modifications. In the HPP architecture, static as well as dynamic scheduling is needed to obtain the maximum performance of parallel architecture. Some sophisticated compilers will optimally schedule each process into a set of PEs, where process dependency is also analyzed statically at compile time. A process dependency graph gives the parallel execution sequence of a given program. Expert system techniques will be utilized in the program analysis phase to generate an efficient process dependency graph. When a process dependency graph is executed in the HPP, the hardware function of the CMU is used for its synchronization and mutual exclusion control.

Hitachi is now developing a new parallel description language, named PARAGRAM, a preprocessor of FORTRAN. This language aims to achieve high description ability for parallel computation and maintenance ability in large-scale numerical programs. As parallel description features, there are explicit parallel constructs for executing a number of procedures in parallel, explicit parallel definitions for

matrix data and its operation, and structured programming.

### [3] THE FIFTH-GENERATION COMPUTER PROJECT

#### 3.1 Overview

The project explores the predicate logic paradigm beyond the von Neumann paradigm. The predicate logic paradigm looks over every computer-related technology again from the viewpoint of predicate logic. Dataflow computing in computer architecture, logic programming in programming languages, and natural language understanding in computer applications seem to be the three research directions selected in this paradigm. As a result, the new generation computer is an inference machine, since the basic operation of predicate logic is inference.

This project contains the following key activities]:

- (1) R&D of parallel inference machines
- (2) R&D of knowledge base machines
- (3) R&D of basic software systems
- (4) R&D of development support systems

The target performance of this project is to achieve inference execution speed of 100 MLIPS to one GLIPS, by integrating an inference machine with a knowledge base machine. Currently, these two types of machines are being developed separately. Some hardware prototypings have been carried out. The basic software includes the fifth-generation kernel language, problem solving and inference software, knowledge base management software and intelligent man-machine interface software.

Emphasis has been on the development of a logic programming language, named KLO and KLI, with extensions that conventional PROLOG lacked: modularization of programs, data type checking, parallel processing and relational database interface.

### 3.2 R&D on Parallel Architecture Technology

The parallel inference machine (PIM) is the most important research goal in this project. At the initial stage of the project, three different types of architectures have been studied to overcome the highly parallel processing problems in logic program execution, and their working prototype systems have been built.

#### 3.2.1 Parallel Reduction Machines

The PIM-R prototype is a multi-microprocessor system based on the parallel reduction mechanism. The hardware configuration is illustrated in Figure 9. The prototype consists of eight processing elements, each of which is connected by a common bus with a shared memory. The shared memory contains network connection information. The process pool is located in the local memory, and the unification works in each processing element. The prototype was constructed by Hitachi.

The other type of a parallel reduction machine was built to evaluate the effectiveness of the "kabu-wake" method. To reduce scheduling overhead, a special hardware is attached to construct the prototype. As illustrated in Figure 10, it consists of 16 processing elements which are connected via two types of networks. One is an ordinary packet com-

munication network for transferring task and the other is a ring network for task requesting paths, where status information of each processing element is circulated. This prototype was constructed at Fujitsu.

### 3.2.2 Dataflow Prolog Machine

The PIM-D prototype also consists of eight processing elements, each of which is connected by a hierarchical bus, as shown in Figure 11. Each hardware module was constructed using bit-sliced microprogrammable processors and TTL ICs. The prototype was built by Oki Electric.

The research target of the intermediate stage is to construct an experimental PIM consisting of approximately 100 processing elements, on which a parallel operating system will work. To scale up the number of processing elements, a hardware building block approach is being investigated. Some integration of a dataflow mechanism and a reduction mechanism is pursued to obtain high-performance processing elements for the PIM.

### 3.2.3 Multi-PSI

Aiming at the R&D of parallel operating systems for parallel inference machines, the multi-PSI system is planned to provide research environments. The PSI is a high-performance PROLOG machine for personal use, developed at the initial stage of this project. It is a main computing environment used for software development and has speed of 30 KLIPS.

The provisional plan of the first version consists of from four to

six PSIs. The second version, consisting of 16 to 20 PSIs, will be constructed by using the new PSI with 150 KLIPS speed. The new PSI will be equipped by gate-array technology. Cellular array architecture will be used as its connection network.

#### [4] CONCLUDING REMARKS

Multiprocessor type parallel computers have been used practically, but their usage for high-speed parallel processing is not obvious. To achieve efficient utilization of parallel architecture, procedure level parallelism should be extracted and used. In this meaning, multiprocessor systems are still an important goal of R&D.

Highly parallel computers with cellular array architecture are utilized successfully in image processing application. Cellular array type systems dedicated to scientific computations are going to be commercialized. However, some assessments are necessary for practical use.

Besides technical problems on parallel processing which must be overcome, there will be many barriers in the future which will tend to retain the basic control mechanism of conventional von Neumann computer architecture and to maintain upward compatibility from present software products integrated during the last decade.

The progress of computer technologies in hardware, architecture and software is not in the same phase. That is, hardware developments are fast compared to software and architectural developments. Software developments are the slowest, therefore, more research efforts should be

made on the field of parallel software. We must move towards new generation computing systems through a lengthy process of trial and error, developing novel ideas along the way.

Now is the age of parallel processing. It is widely recognized that the speed of a single processor system will reach its limit in the near future. Parallel processing research has a long history. In the past, the motivation of the research was theoretical rather than technological. However, today, it is a practical need. Ultra-high speeds in computers are indispensable in order to give more intelligent services to the next generation. In this context, parallel processing is the most important, valuable and immediate research object.

#### REFERENCES

- [1] H. Kashiwagi: "The Japanese super-speed computer project," Fifth Generation Comp. Sys., Vol.1, No.3, 1985, 153-160.
- [2] K. Kawanobe: "Current status and future plans of the fifth generation computer systems projects," Proc. Int. Conf. Fifth Generation Comp. Sys., ICOT, 1984, 3-17.
- [3] K. Murakami, T. Kakuta, R. Onai and N. Ito: "Research on parallel machine architecture for fifth-generation computer systems," IEEE Computer, Vol.18, No.6, 1985, 76-92.
- [4] T. Yuba, T. Shimada, K. Hiraki and H. Kashiwagi: "SIGMA-1: A dataflow computer for scientific computations," Computer Physics Communications, Vol.37, North-Holland, 1985, 141-148.

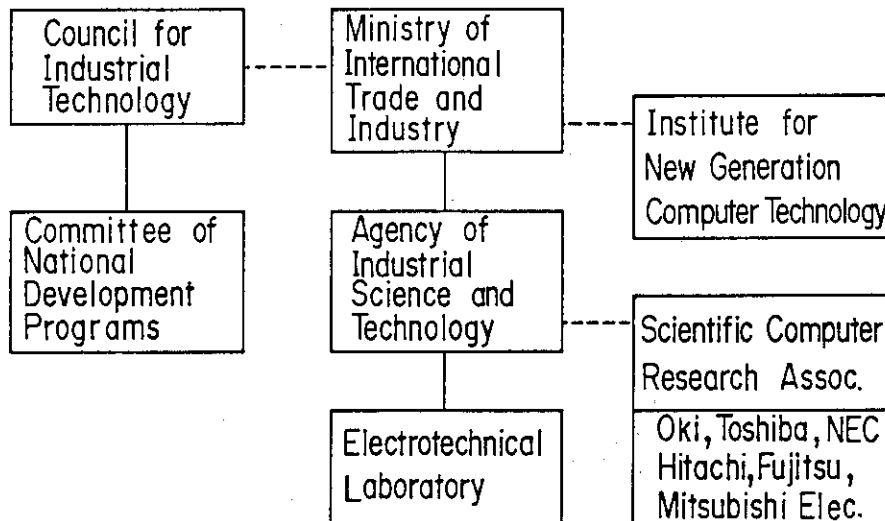


Fig. 1 Promotion organizations

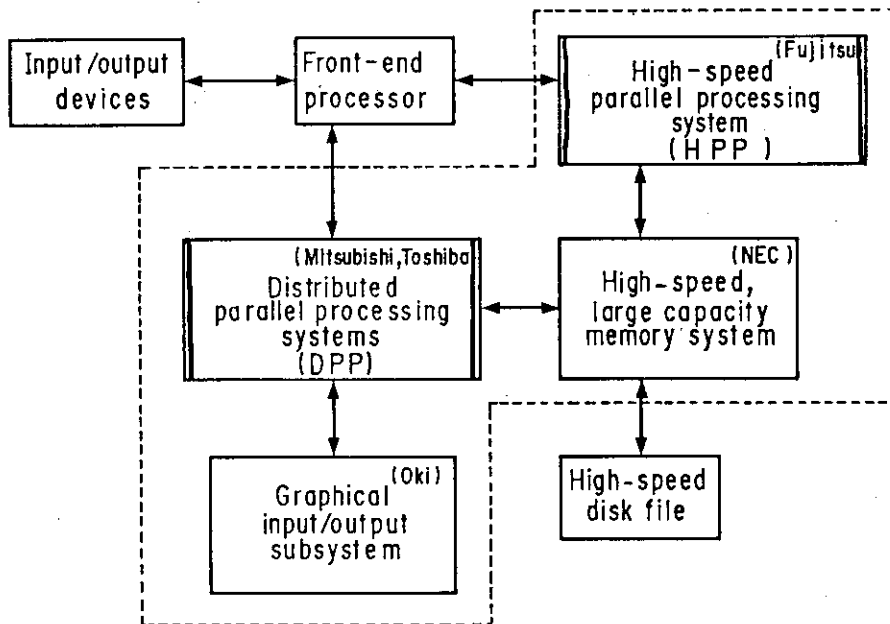


Fig. 2 The integrated system of the supercomputer project



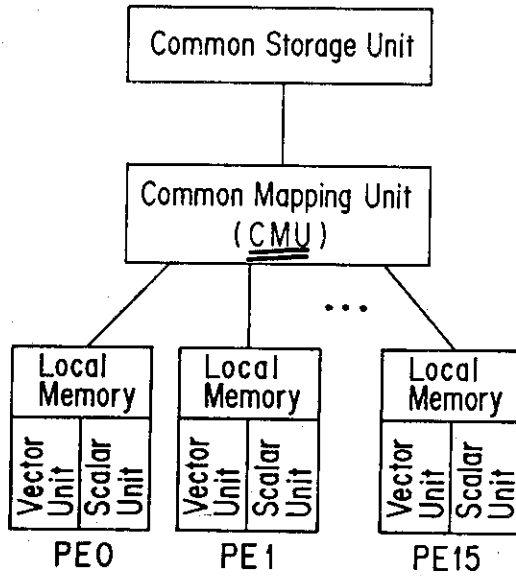


Fig. 3 The HPP architecture

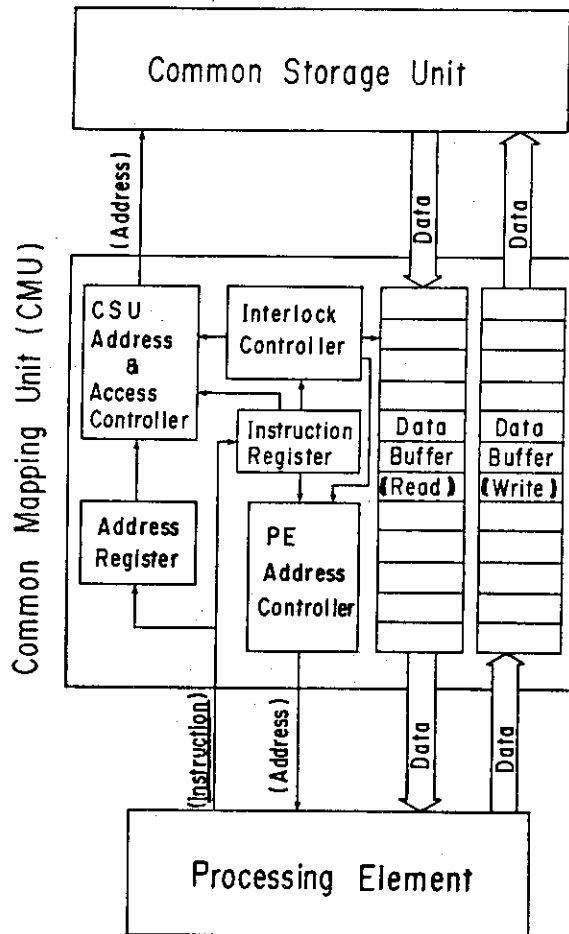


Fig. 4 Organization of the CMU

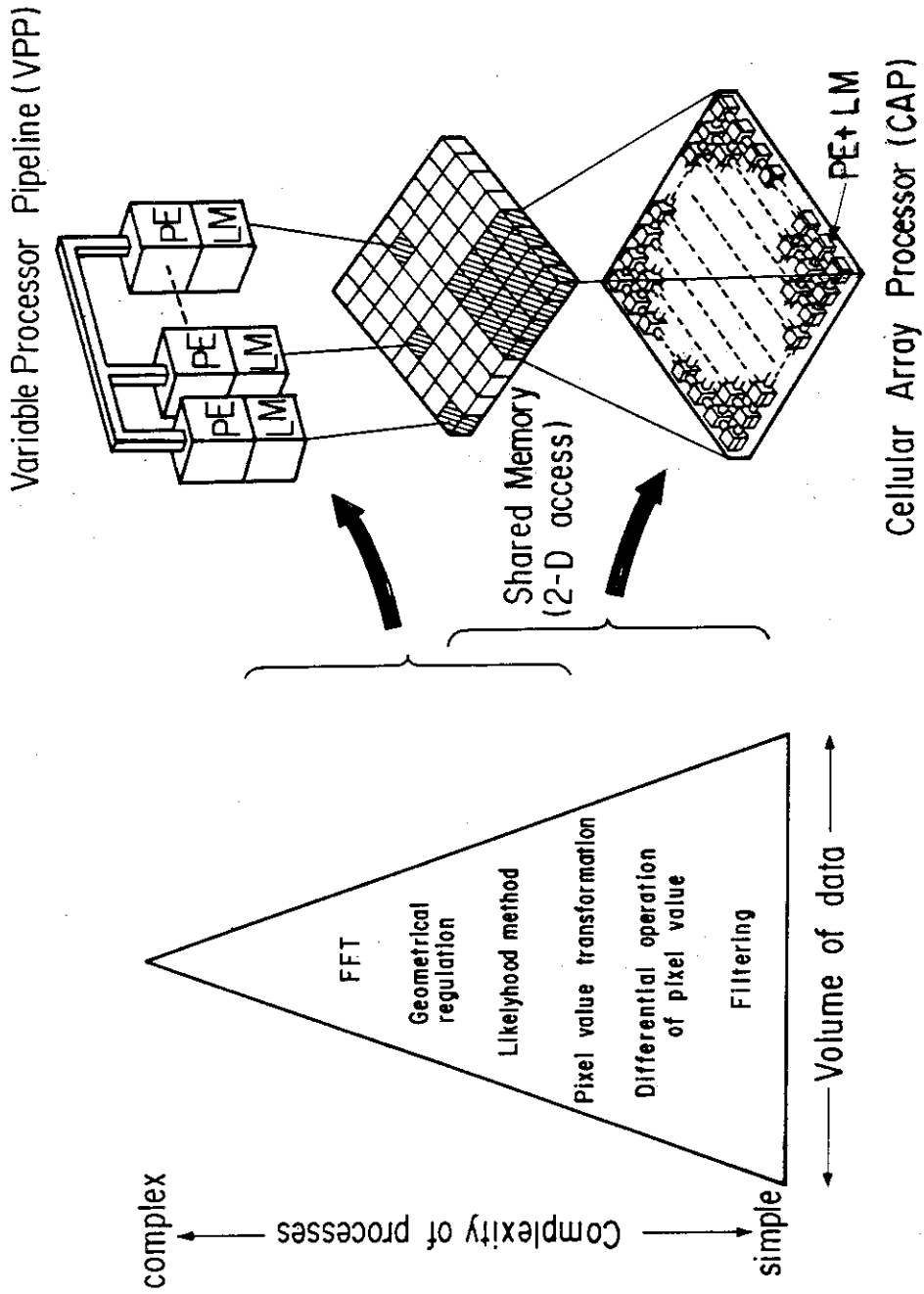


Fig. 5 Two architectures for image processing

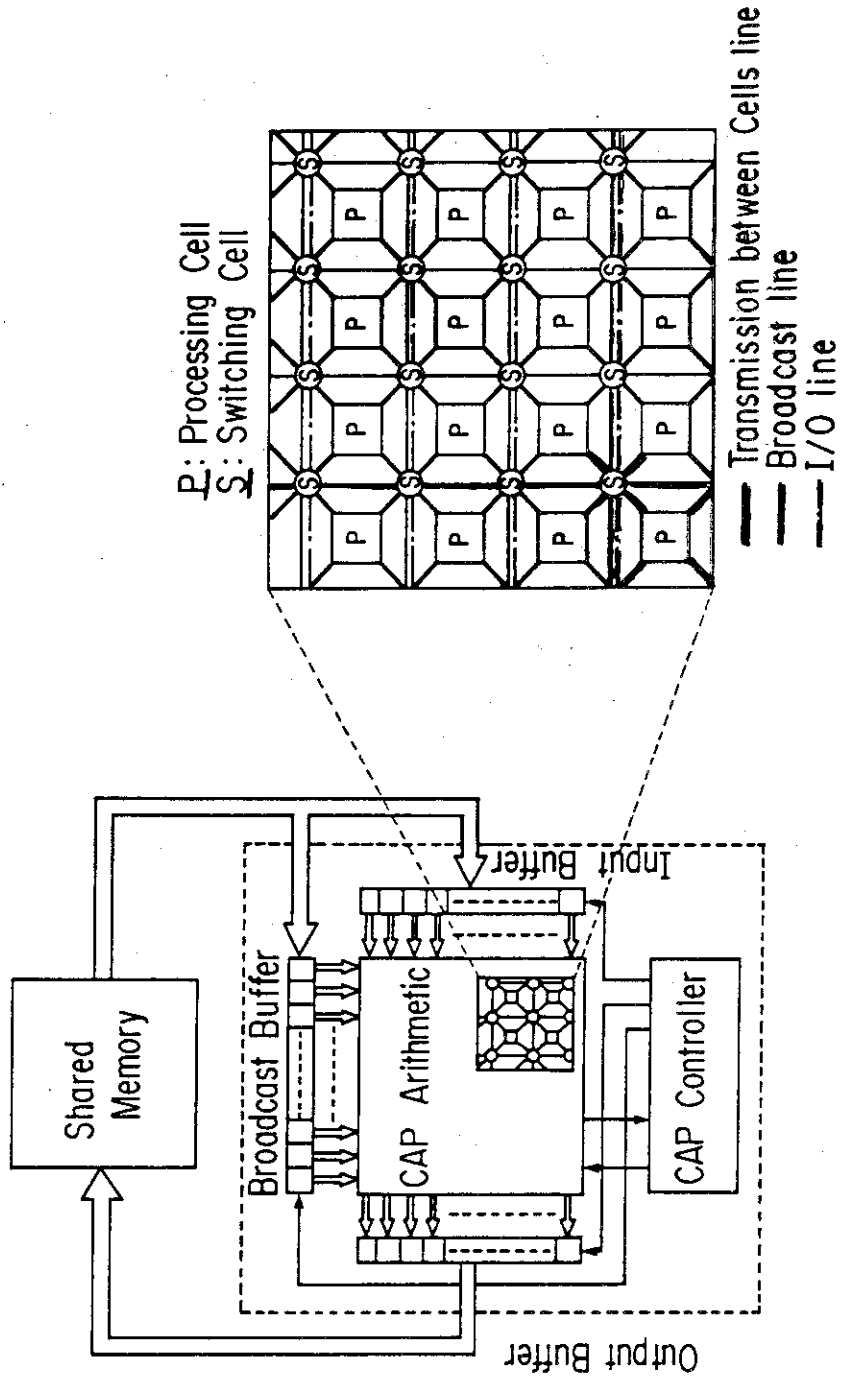


Fig. 6 The CAP architecture

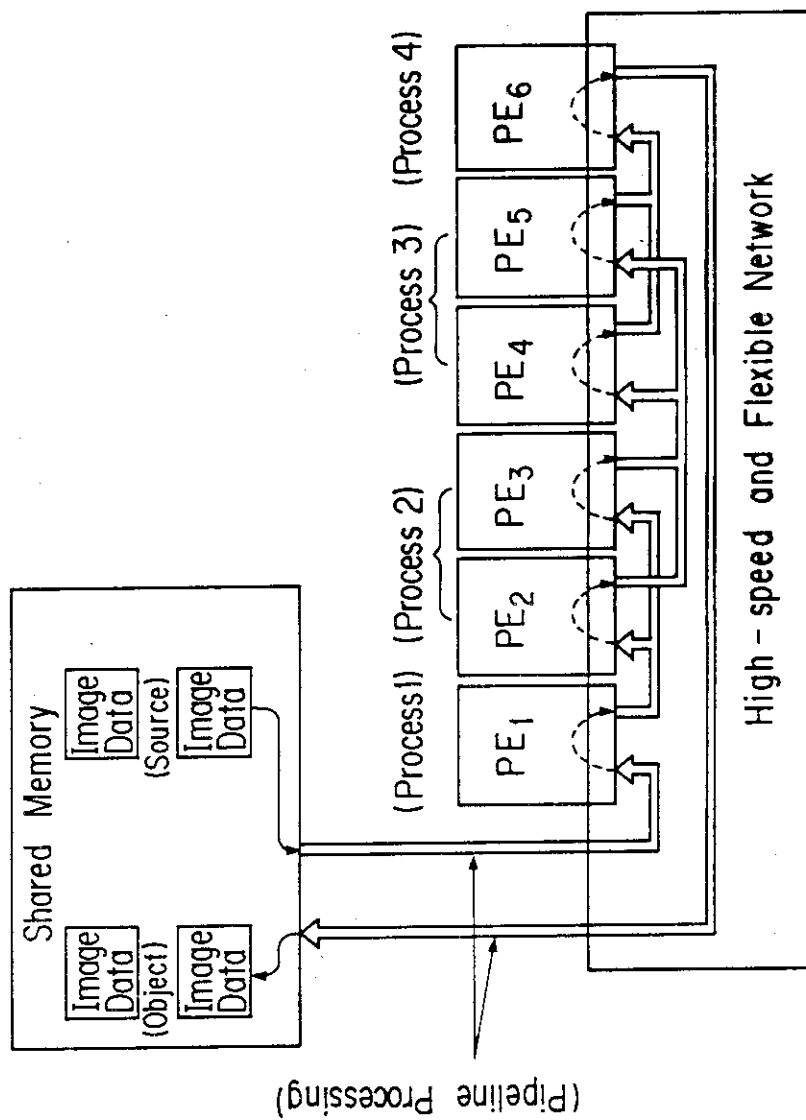


Fig. 7 The VPP architecture

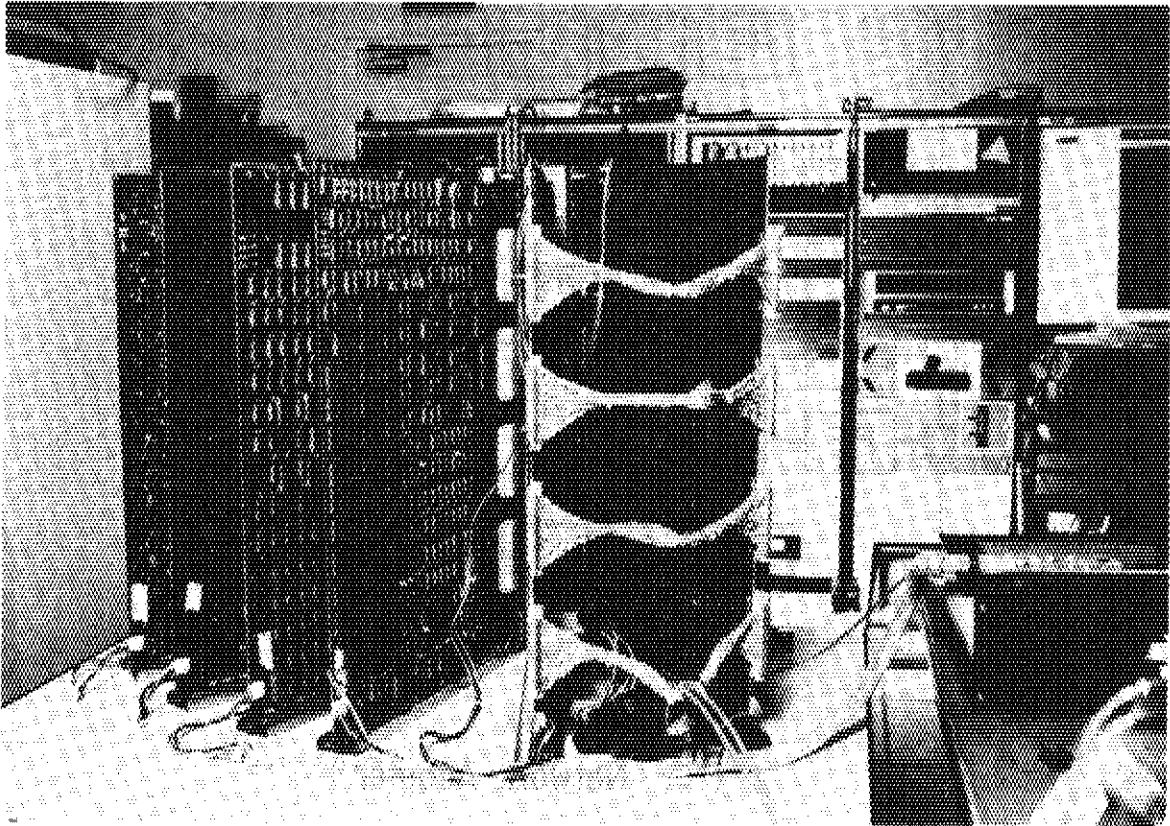


Fig. 8 Dataflow computer prototype (SIGMA-1)

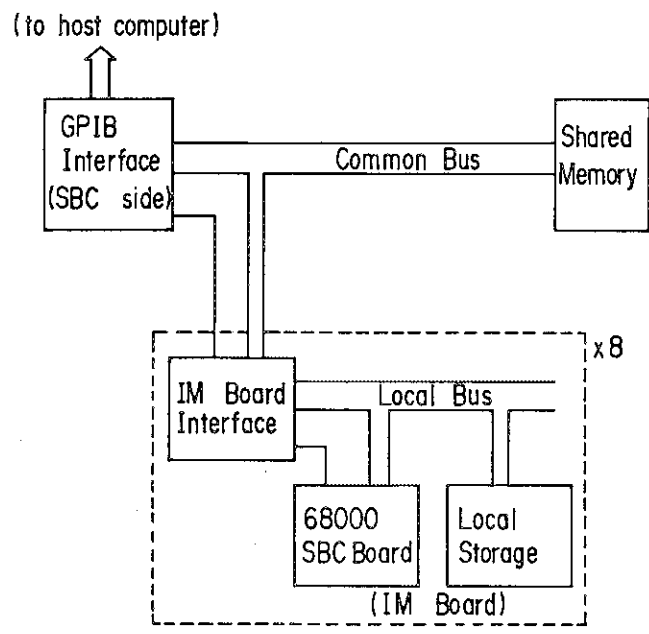


Fig. 9 The PIM-R prototype

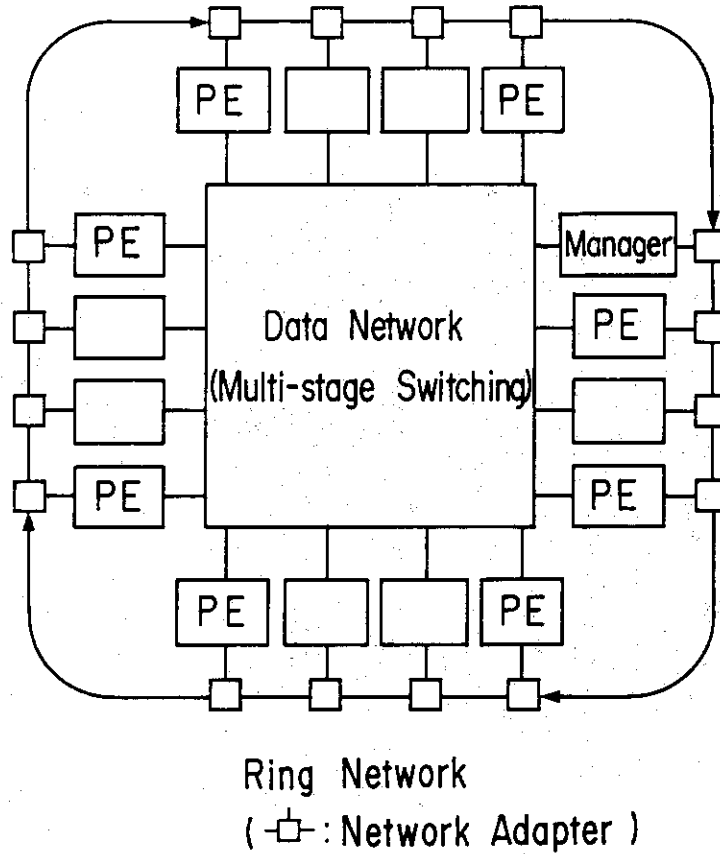


Fig. 10 The PIM high-level machine prototype

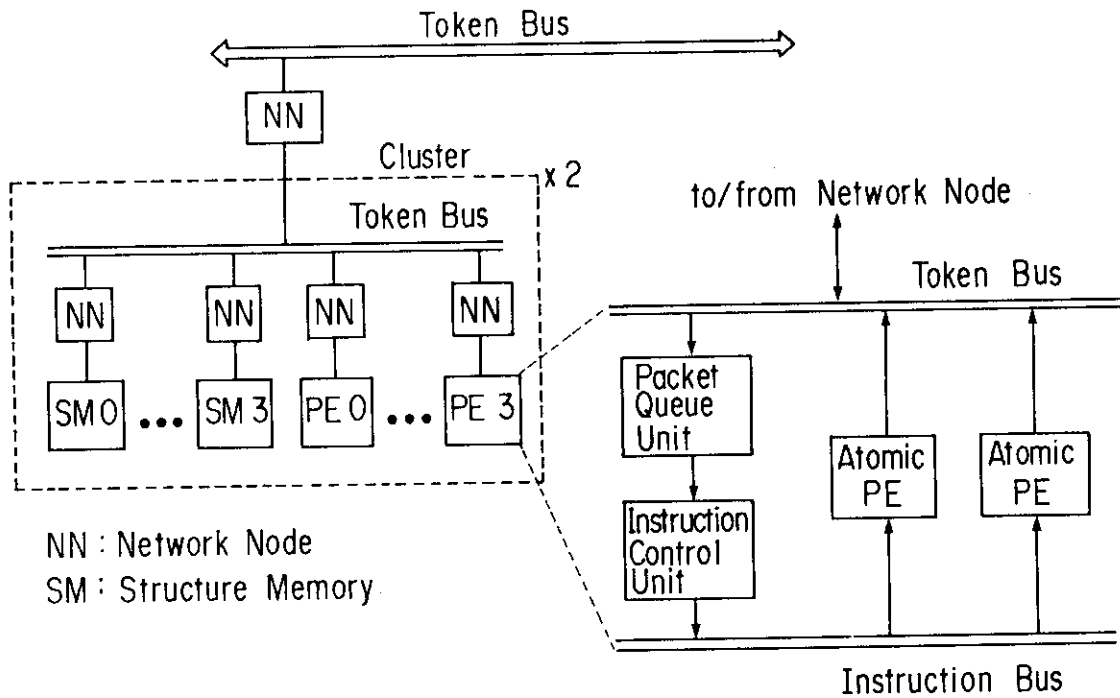


Fig. 11 The PIM-D prototype

## 7. 閉 会 の 辞

金子 義彦

(炉物理研究委員会委員長)

原子力ソフトウェア開発研究会も今年で第3回目を迎えました。今回は、前2回にもまして多数の参加を頂き活発な討論が行われ、主催者と致しましては大変喜しく思います。また、運営の方も円滑にできるようになり、この研究会も定着してきたと良いと思います。このように当研究会が年々盛大になっていくのも関係者の御努力に負うところが大きいのですが、特に、お忙しい中、快くご講演をお引き受けいただいた講師の方々の誠意によるものと深く感謝しております。

今年のテーマは高転換軽水炉、3次元輸送コードのベンチマーク問題、データ・ベース、知識工学と大型コンピュータの開発であり現場の第一線の研究者の方々から現状と最近の進歩について話していただきました。特に、高転換軽水炉では、スイス連邦原子力研究所(EIR)からプロジェクト・マネージャーでありますChawla博士をNEDACの御協力によりお招きして、特別講演をして頂き、ヨーロッパにおけるHCLWRの現状を知ることができました。それぞれの分野において着実な進歩がなされているようで心強い次第です。紋切り型ですが横断的な意見の交換を通して研究の進展を図るというこの研究会の主旨にもかなうように思っています。

御発表をお聞きして一つ感じましたことは良いソフトウェアとはどういうものかということでありまして、上手く表現できないのですが外挿できる範囲が広いということではないでしょうか。軽水炉について開発したコードが高転換軽水炉にも適用できるとか、最近話題の固有安全炉とかチェルノブイリ炉とかの特性解析にも使えるというのが良いと欲張りですが感じています。また、知識工学でも馬鹿の一つ覚えみたいでなく、教育された事象を基にして、かなり一般的な事態にも対処できるソフトが出来るようになると良いと思います。

今後共、本会を運営していく上で、テーマの選定等につきまして御意見がありましたら遠慮なく御伝えただいて、盛り上げて行きたいと考えております。今後も本会を盛大に続けたいと考えていますので宜しく御協力いただきたくお願い申し上げます。